

Abb. 8.2: Uranerztagebau

8.1.1 Uranvorkommen

Die Erdrinde enthält in 1 t Gestein im Mittel etwa 3 g Uran. Damit ist das Element Uran etwa 100-mal häufiger in der Erdrinde anzutreffen als Silber oder Gold. Heute werden Erze wirtschaftlich genutzt, die mindestens zwischen 0,1 und 0,5 % Uran enthalten. Solche Lagerstätten (Abb. 8.2) finden sich in Kanada, USA, Brasilien, Süd- und Mittelafrika, Australien, Frankreich, Schweden oder Russland. Tritt Uran im Verbund mit anderen Metallen auf (z. B. Gold oder Vanadium), lassen sich auch an Uran ärmere Erze wirtschaftlich verwerten. Das geschieht z. B. in Südafrika. Die Welturanreserven mit Gewinnungskosten bis zu 80 US-$/kg betragen rund 2 Millionen Tonnen. Diese Reserven entsprechen bei Einsatz in Leichtwasserreaktoren einem Energieäquivalent in der Größenordnung von 28 Millionen Tonnen Steinkohle. Mit diesen Uranreserven können die zurzeit 433 weltweit betriebenen Kernkraftwerke mehrere Jahrzehnte lang versorgt werden. Bei Gewinnungskosten bis zu 130 US-$/kg erhöhen sich die Welturanreserven um weitere 3 Millionen Tonnen.

8.1.2 Urangewinnung

Das im Erz vorhandene Uran wird durch physikalische und chemische Verfahren vom übrigen Gestein getrennt. Dazu wird das Erz gebrochen, fein zermahlen und mit Säure (oder Lauge) unter Anwesenheit eines Oxidationsmittels (z. B. MnO_2 oder Na_2ClO_3) ausgelaugt. Die Oxidation ist notwendig, um das Uran von der im Erz vorliegenden vierwertigen, schlecht löslichen Form in die sechswertige, gut lösliche Form zu überführen.

$$UO_2 + H_2SO_4 + \tfrac{1}{2}\,O_2 \rightarrow UO_2\,(SO_4) + H_2O$$

(vierwertig) (sechswertig)

Die chemische Verbindung UO_2 (SO_4) trägt den Namen Uranylsulfat.

Durch Herauslösen mit Hilfe von Säure kann bis zu 90 % des Urans aus dem Erz gewonnen werden. Das Uranylsulfat enthält jedoch eine Reihe von Begleitstoffen, die in weiteren Reinigungsprozessen entfernt werden (Dekantieren, Filtern, Flüssigextraktion, Ionenaustausch usw.).

Durch Zugabe von MnO, NaOH oder NH_3 wird das Uran aus der uranhaltigen Flüssigkeit abgeschieden. Beim Einsatz von NH_3 ergibt sich Ammoniumuranat, das meist in Form von Ammoniumdiuranat $(NH_4)_2\ U_2O_7$ vorliegt. Es wird eingedickt, gefiltert, gewaschen und getrocknet. Dieses Konzentrat enthält 70 bis 80 % Uran. Wegen seiner gelben Farbe hat es den Namen „Yellow Cake" erhalten.

8.1.3 Anreicherung von Uran-235

Das Produkt „Yellow Cake" besitzt nur technische Reinheit. Außerdem liegt darin das Uran in seiner natürlichen Isotopenzusammensetzung vor (ca. 99,3 % U-238, ca. 0,7 % U-235). Um das Uran in Kernkraftwerken einsetzen zu können, ist eine wesentlich höhere Reinheit erforderlich, und der Anteil von U-235 muss von 0,7 % auf 3 bis 5 % erhöht werden. Verunreinigungen würden zu einer erhöhten Neutronenabsorption und zu störenden Reaktionen mit dem Hüllrohrmaterial der Brennstäbe führen.

Zur Anreicherung und weiteren Reinigung wird das „Yellow Cake" in die gasförmige Verbindung Uranhexafluorid UF_6 umgewandelt (Konversion). Dazu sind eine Reihe chemischer Reaktionen erforderlich, bei denen gleichzeitig Reinigungsprozesse ablaufen. Uranhexafluorid ist eine farblose, kristalline Substanz. Bei Normaldruck geht sie bei einer Temperatur von 56,5 °C von der festen Phase in die Gasphase über (Sublimation). Als Gas lässt sich UF_6 durch Filter von noch enthaltenen Feststoffen und durch Ausfrieren von anderen Gasen befreien. Mit einer Reinheit von mindestens 99,5 % wird es in Stahlbehältern gelagert bzw. zur Anreicherungsanlage transportiert. Für die Anreicherung stehen das Diffusions-, Zentrifugen und Trenndüsenverfahren zur Verfügung.

8.1.4 Herstellung von Brennelementen

In der Brennelementfabrik wird das an U-235 angereicherte UF_6 in UO_2 umgewandelt. Dazu verwendet man ein nasschemisches Verfahren. Das UF_6 lässt man in einem Behälter mit Wasser, Ammoniak und Kohlenstoffdioxid reagieren. Es entsteht dann Ammonium-Uranyl-Carbonat (AUC):

$$UF_6 + 2\,H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4\,HF$$

$$UO_2F_2 + 6NH_3 + 8CO_2 + 3H_2O \rightarrow (NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3] + 2\,NH_4F$$

Das gelbe AUC fällt aus der Lösung aus und kann durch Filter abgetrennt werden. Durch Erhitzen wird es in Ammoniak, Kohlenstoffdioxid, Fluorwasserstoff und Urantrioxid (UO_3) getrennt. Anschließend reduziert man es in einer Wasserstoffatmosphäre bei hohen Temperaturen zu Urandioxid (UO_2).

Das UO_2 liegt zunächst als graues Pulver vor. Für Leichtwasserreaktoren presst man es zu Tabletten, die anschließend in einer Wasserstoffatmosphäre bei 1 700 °C gesintert und dadurch weiter verdichtet werden. (Unter Sintern versteht man das Zusammenbacken feinkörniger Substanzen durch Erhitzen bis auf eine Temperatur, bei der die Substanz weich wird.) Da die UO_2-Tabletten

(engl. UO_2-Pellets) sehr maßgenau sein müssen, werden sie noch geschliffen. Anschließend füllt man sie in Hüllrohre aus Zirkaloy. Diese werden dann mit Helium geflutet (1 bis 30 bar) und durch Aufschweißen der Endkappen gasdicht verschlossen. Dadurch entsteht ein Brennstab. Mehrere zu einem Bündel zusammengefasste Brennstäbe bilden ein Brennelement.

8.1.5 Entladen der Brennelemente aus dem Reaktor

Man setzt Brennelemente bis zu einigen Jahren in einem Reaktor ein. In dieser Zeit werden sie innerhalb des Reaktors nach einem genau festgelegten Plan mehrfach in andere Positionen gebracht, um einen möglichst hohen Abbrand zu erreichen. Wegen der Abnahme des Spaltstoffes und der Zunahme Neutronen absorbierender Spaltprodukte müssen die Brennelemente nach mehrjährigem Einsatz ausgetauscht werden. Daher werden beim jährlichen Brennelementwechsel solche Brennelemente entnommen und in einem Wasserbecken außerhalb des Reaktors zwischengelagert; dafür neue Brennelemente in den Reaktor eingesetzt. Im Kernkraftwerk Krümmel werden dadurch jährlich von 840 Brennelementen 120 ausgetauscht (Abb. 8.3). Das entspricht etwa 21 t Uran.

Nach dem Einsatz der Brennelemente in einem Reaktor hat sich die Zusammensetzung der Uran-Tabletten geändert (Abb. 8.4):

- Der Spaltstoff U-235 wird z. T. durch Kernspaltungen, z. T. durch Umwandlung in U-236 verbraucht. Die bei den Kernspaltungen entstehenden Spaltprodukte sind radioaktiv. Dieser Verbrauch an Spaltstoff wird Abbrand genannt (obwohl im Reaktor keine Verbrennung

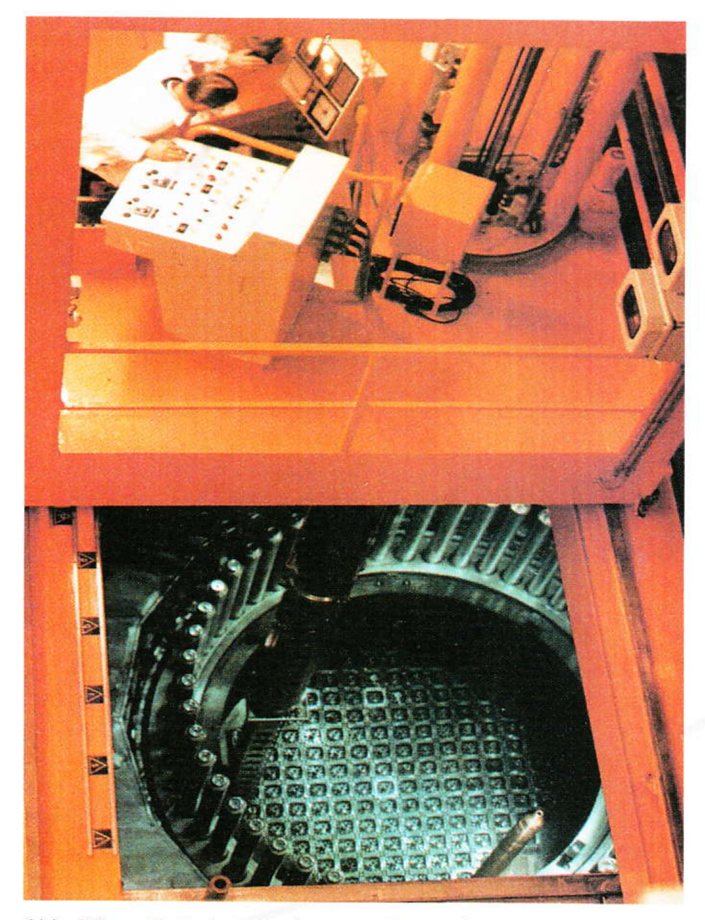


Abb. 8.3: Entladen abgebrannter Brennelemente aus einem Kernreaktor

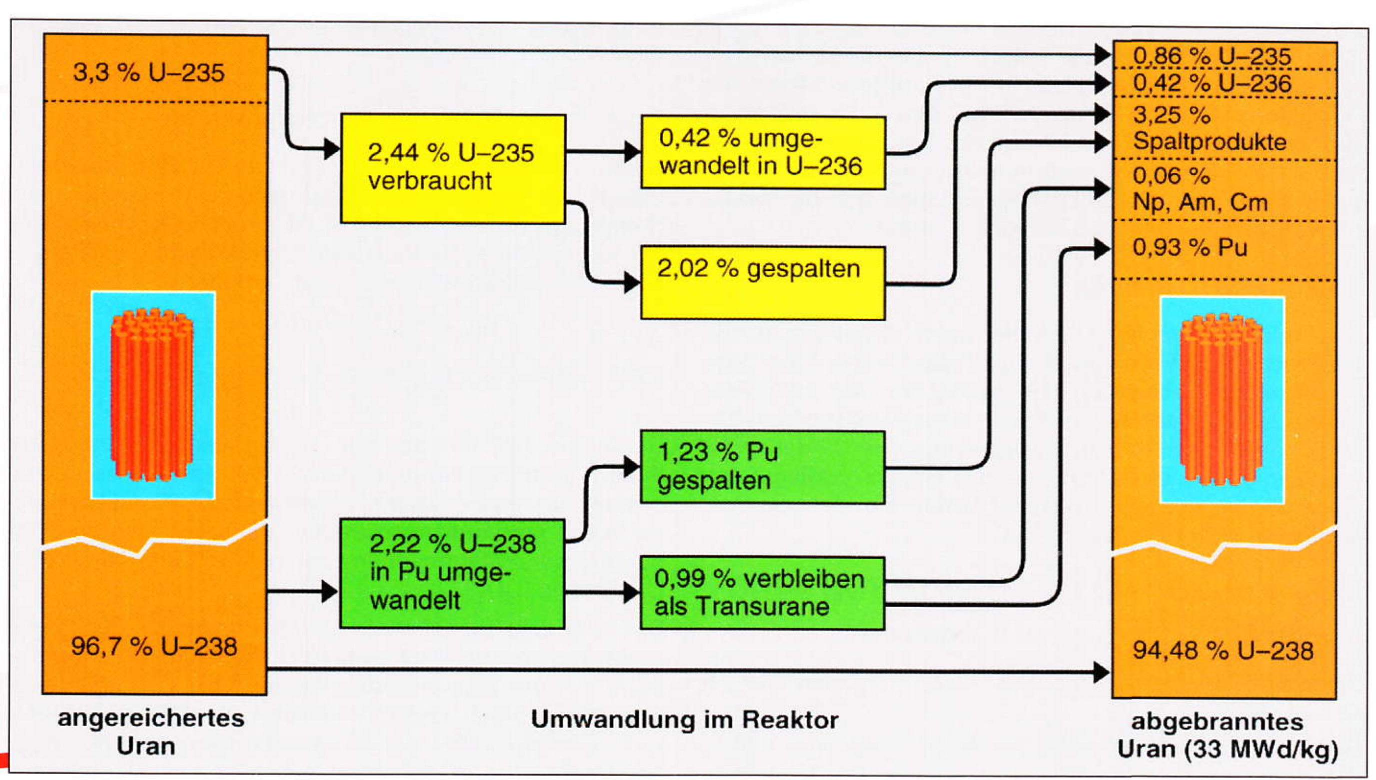


Abb. 8.4: Zusammensetzung des Kernbrennstoffes bei Leichtwasserreaktoren vor und nach dem Einsatz im Reaktor

stattfindet). Der Grad des Abbrandes wird in erzeugter thermischer Energie pro Masse Brennstoff angegeben. Bei Leichtwasserreaktoren werden mittlere Abbrandwerte von 45 MWd/kg erreicht (1 MWd = 24 000 kWh).

- Durch Neutroneneinfang entsteht aus U-238 das Plutoniumisotop Pu-239 (sowie in geringem Umfang weitere Plutonium- und Transplutoniumisotope). Pu-239 wird durch langsame Neutronen gespalten oder es wandelt sich zu verschiedenen Aktiniden um.

Abgebrannte Brennelemente haben eine hohe spezifische Aktivität und damit auch eine hohe Wärmeproduktion. Daher lagert man die Brennelemente zunächst in einem mit Wasser gefüllten Becken innerhalb des Kernkraftwerkes. Das Wasser schirmt die Strahlung fast vollständig ab und nimmt gleichzeitig die erzeugte Nachzerfallswärme auf. Bei einer Lagerzeit von zwölf Monaten gehen die Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion auf etwa 0,1 % der Anfangswerte zurück (Abb. 8.5).

8.1.6 Wiederaufarbeitung

In der Wiederaufarbeitungsanlage werden die Brennstäbe aufgesägt, der Kernbrennstoff in heißer Säure aufgelöst und durch weitere chemische Verfahren eine Trennung in drei Komponenten vorgenommen: Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Aktiniden. Zur chemischen Trennung dieser drei Komponenten setzt man das sog. PUREX-Verfahren ein (PUREX: Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction).

Zunächst werden die Brennstäbe in etwa 5 cm lange Stücke zersägt und ihr Inhalt in siedender Salpetersäure (HNO_3) herausgelöst. Dabei entstehen Uranylnitrat $UO_2(NO_3)_2$ und Plutonium-IV-Nitrat $Pu(NO_3)_4$ sowie die Nitrate der Spaltprodukte und Aktiniden. Reaktionsgleichung für UO_2:

$$2UO_2 + 6HNO_3 \rightarrow 2UO_2(NO_3)_2 + NO_2 + NO + 3H_2O$$

Durch physikalisch-chemische Verfahren wird dann eine Trennung der drei Komponenten Uran, Plutonium, Spaltprodukte/Aktiniden durchgeführt. Das geschieht mit Hilfe eines besonderen Extraktionsmittels, dem Tri-n-Butyl-Phosphat $(C_4H_9O)_3PO$, das mit 70 % Kerosin (Reinstpetroleum) verdünnt ist. Die Lösung trägt die Bezeichnung TBP 30.

Die Abtrennung der Spaltprodukte und Aktiniden, ein erster und wichtiger Schritt des Trennverfahrens, kann vereinfacht folgendermaßen erklärt werden (Abb. 8.6).

Das TBP 30 löst bei Anwesenheit von Salpetersäure die Nitrate des Urans und des Plutoniums (Komplexbildung), während die Spaltprodukte und die anderen Aktiniden im wässrigen Teil der Lösung zurückbleiben. Da sich die wässrige Lösung wieder von dem Extraktionsmittel absetzt, können die Spaltprodukte leicht abgetrennt werden. Um Uran, Plutonium sowie Spaltprodukte und Aktiniden fast 100 %ig voneinander zu trennen, wird dieser Extraktionszyklus mehrfach hintereinander durchgeführt. Dabei sind eine

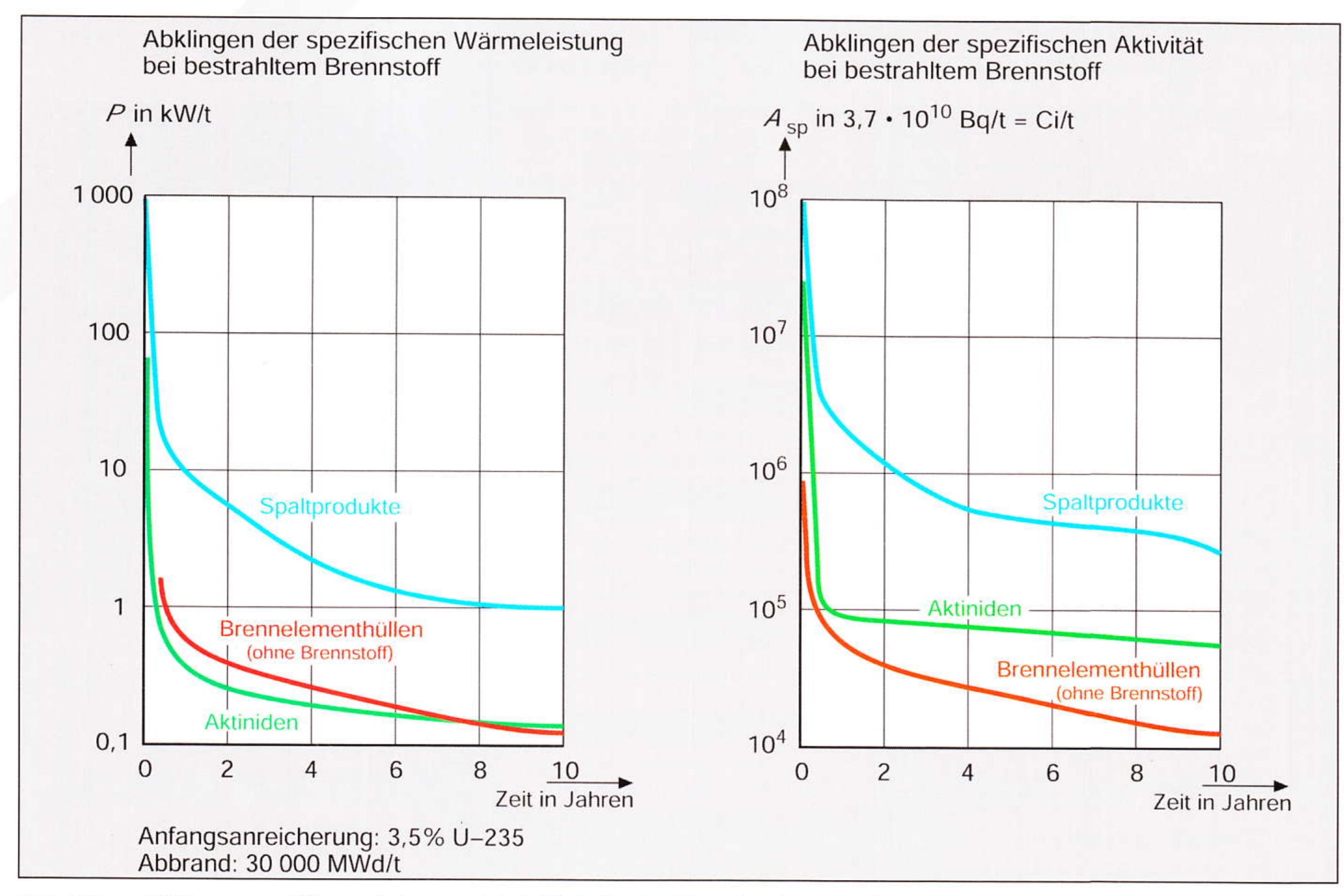


Abb. 8.5: Abklingen von Wärmeleistung und Aktivität bei bestrahltem Kernbrennstoff

Reihe zusätzlicher chemischer Aufarbeitungsschritte notwendig, die hier nicht dargestellt sind (Abb. 8.7).

Beim Zerschneiden der Brennelemente und besonders beim Lösen des Brennstoffes in Salpetersäure entweichen gasförmige und leichtflüchtige Spaltprodukte, außerdem werden Stickstoffoxide frei. Sie müssen aus den Abgasen abgetrennt werden. Die Stickstoffoxide werden in Salpetersäure überführt und in den Prozess zurückgeleitet. Radioaktives Iod lässt sich mit Hilfe hochwirksamer Filter zurückhalten, die mit Silber imprägniert sind. Es entsteht dann das schwer lösliche Silberiodid (AgI).

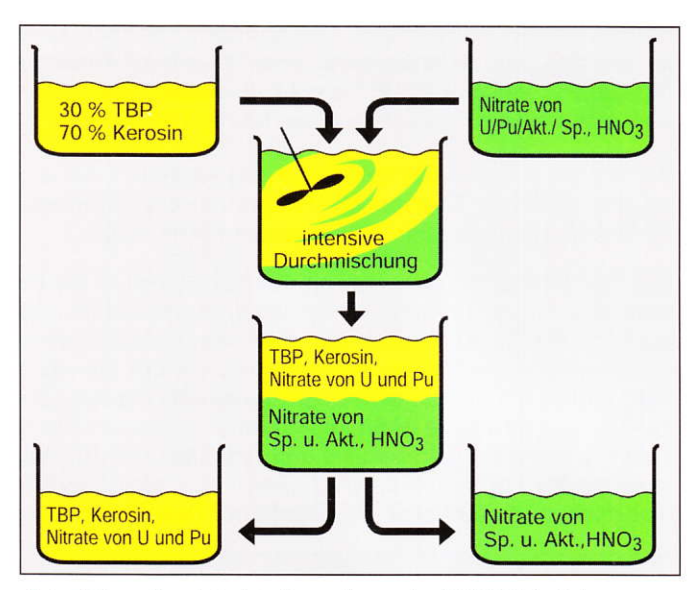


Abb. 8.6: Vereinfachte Darstellung des PUREX-Verfahrens

Besondere Sicherheitsmaßnahmen sind bei der Handhabung der Lösungen von Plutonium notwendig. Es muss verhindert werden, dass sie ein Volumen bzw. eine Konzentration erreichen, bei der selbstständig eine Kettenreaktion einsetzen könnte. Zur Verhinderung dieser Kritikalität werden nur geringe Mengen schwach konzentrierter Lösungen verarbeitet oder den Lösungen sog. Neutronengifte zur Neutronenabsorption beigemengt. Außerdem lassen sich die Behälter so formen, dass aufgrund der großen Oberfläche die Neutronenverluste stets sehr hoch sind und deshalb keine Kettenreaktion einsetzen kann.

Da die abgebrannten Brennelemente hochaktiv sind, muss man die Wiederaufarbeitung in Zellen vornehmen, die durch dicke Betonwände abgeschirmt sind (sog. Heiße Zellen, Wandstärke bis 2 m). Die Arbeiten werden mit Hilfe fernbedienter Werkzeuge (sog. Telemanipulatoren) durchgeführt; sie können durch ein Strahlenschutzfenster aus dickem Bleiglas beobachtet werden.

Abgetrenntes Plutonium kann direkt als neuer Spaltstoff eingesetzt werden (U-Pu-Mischoxidbrennstäbe). Das im Uran entstandene U-236 erschwert dagegen einen erneuten Einsatz des Urans in Leichtwasserreaktoren. In Brutreaktoren wäre es dagegen besser verwendbar.

Die radioaktiven Spaltprodukte bzw. Aktiniden müssen verpackt und sicher endgelagert werden, damit sie auf Dauer aus der Biosphäre ausgeschlossen sind. Das Hüllrohrmaterial, das durch Neutronenbestrahlung radioaktiv geworden ist, wird ebenfalls endgelagert.

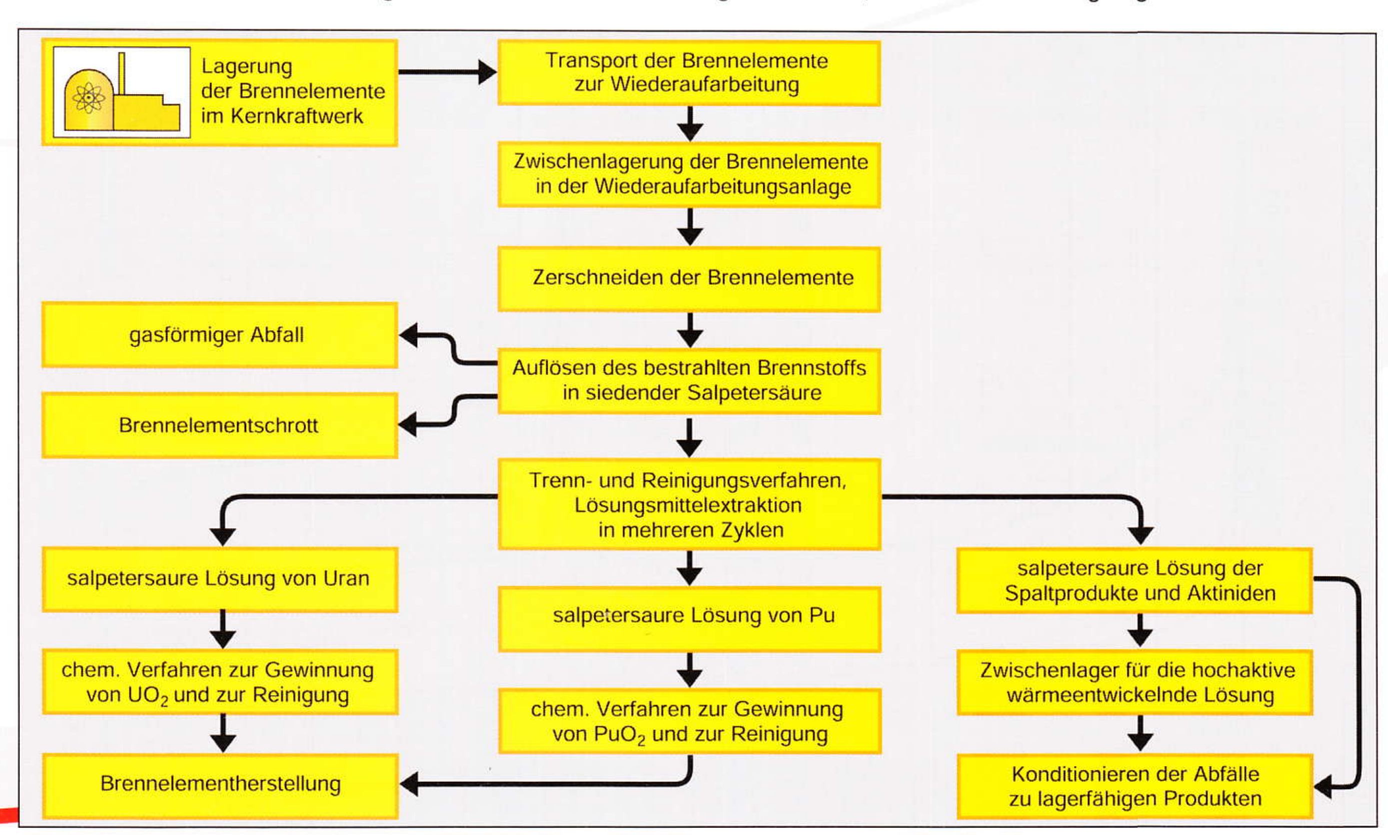


Abb. 8.7: Vereinfachtes Schema der Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente

Neben der Wiederaufarbeitung wird auch die direkte Endlagerung kompletter Brennelemente untersucht. Der Vorteil läge darin, dass ein Entweichen radioaktiver Spaltprodukte in der Wiederaufarbeitungsanlage ausgeschlossen werden könnte und Plutonium nicht frei anfiele. Andererseits würden U-235 und Pu-239 einer weiteren Nutzung in Kernkraftwerken verloren gehen, und es können für die einzelnen Gruppen von Spaltstoffen keine spezifischen Verpackungen und Endlagerungsmöglichkeiten geschaffen werden.

8.1.7 Direkte Endlagerung

Bei der direkten Endlagerung wird das gesamte Brennelement einschließlich der Wertstoffe Uran und Plutonium nach einer Zwischenlagerung zum Zerfall der kurzlebigen Radionuklide und damit verbundener Reduzierung der zerfallsbedingten Wärmeentwicklung als radioaktiver Abfall entsorgt. In einer Konditionierungsanlage werden die Brennelemente zerlegt, in spezielle endlagerfähige Gebinde verpackt und dann als radioaktiver Abfall endgelagert. In Deutschland wird dieser Entsorgungsweg seit 1979 in Ergänzung zur Entsorgung mit Wiederaufarbeitung entwickelt. Mit dem Bau einer Pilot-Konditionierungsanlage in Gorleben sollte die technische Machbarkeit der Konditionierung ausgedienter Brennelemente nachgewiesen werden. Parallel dazu wurde in einem Demonstrationsprogramm die sichere Handhabung und der sichere Einschluss konditionierter Brennelemente in einem Endlager nachgewiesen. Durch die Änderung des Atomgesetzes 1994 wurden in Deutschland auch die rechtlichen Voraussetzungen für die direkte Endlagerung geschaffen. Mit der AtG-Novelle vom 27. April 2002 wurde die Entsorgung ausgedienter Brennelemente aus dem Betrieb von Kernkraftwerken ab dem 01.07.2005 nur noch durch direkte Endlagerung beschränkt.

8.1.8 Konditionierung radioaktiver Abfälle

Radioaktive Abfälle wurden bisher abhängig von der Aktivitätskonzentration in schwach-, mittel- und hochaktive Abfälle unterteilt. Für Zwecke der Endlagerung ist eine Unterscheidung der radioaktiven Abfälle nach der Wärmeentwicklung zweckmäßiger:

- Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Milliwattbereich.
- Gering Wärme entwickelnde Abfälle. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Watt-Bereich.
- Stark Wärme entwickelnde Abfälle. Die Wärmeabgabe pro Gebinde liegt im Kilowatt-Bereich. Bei Endlagerung in Gesteinsschichten können sie die Temperatur des umgebenden Gesteins um bis zu 200 °C erhöhen.

Konditionieren bedeutet, die radioaktiven Abfälle in eine endlagerungsfähige Form zu überführen. Bei Abfällen mit vernachlässigbarer oder geringer Wärmeentwicklung werden Metallfässer, Bitumen- oder Betonummantelungen verwendet. Stark wärmeentwickelnde Abfälle werden zu flüssigem Glas gemischt, aus dem dann Glasblöcke hergestellt werden.

Während Uran und Plutonium aus der Wiederaufarbeitung wieder der Brennelementherstellung zugeführt werden, lagert man die hochaktive Lösung mit Spaltprodukten und Aktiniden in gekühlten Edelstahltanks. Die konzentrierte Spaltproduktlösung hat eine spezifische Aktivität von etwa $4 \cdot 10^{13}$ Bq/l.

Die entstehende Zerfallswärme muss deshalb durch Kühlsysteme abgeführt werden. Nach etwa fünfjähriger Abklingzeit kann eine Volumenverminderung und eine Überführung in eine wasserunlösliche Form durch Verglasung vorgenommen werden.

Nach fünfjähriger Lagerzeit ist die spezifische Wärmeleistung pro kg Spaltprodukt von 1 kW auf weniger als 0,06 kW abgesunken. Eine Überführung der dann immer noch hochaktiven Spaltproduktlösung in eine endlagerungsfähige Form ist dadurch besser möglich. Dabei werden an den Endlagerkörper eine Reihe von Anforderungen gestellt: Gute mechanische Festigkeit, hohe Resistenz gegenüber Auslaugung, gute Wärmebeständigkeit und Wärmeleitfähigkeit, hohe Beständigkeit gegenüber ionisierenden Strahlen.

Glas erfüllt diese Bedingungen am besten. Hochaktive Spaltprodukte mit starker Wärmeentwicklung werden deshalb mit glasbildenden Stoffen gemischt und daraus Glasblöcke geschmolzen (Abb. 8.8). Zusätzlich mit Edelstahl umkleidet, lassen sie sich dann sehr gut endlagern.

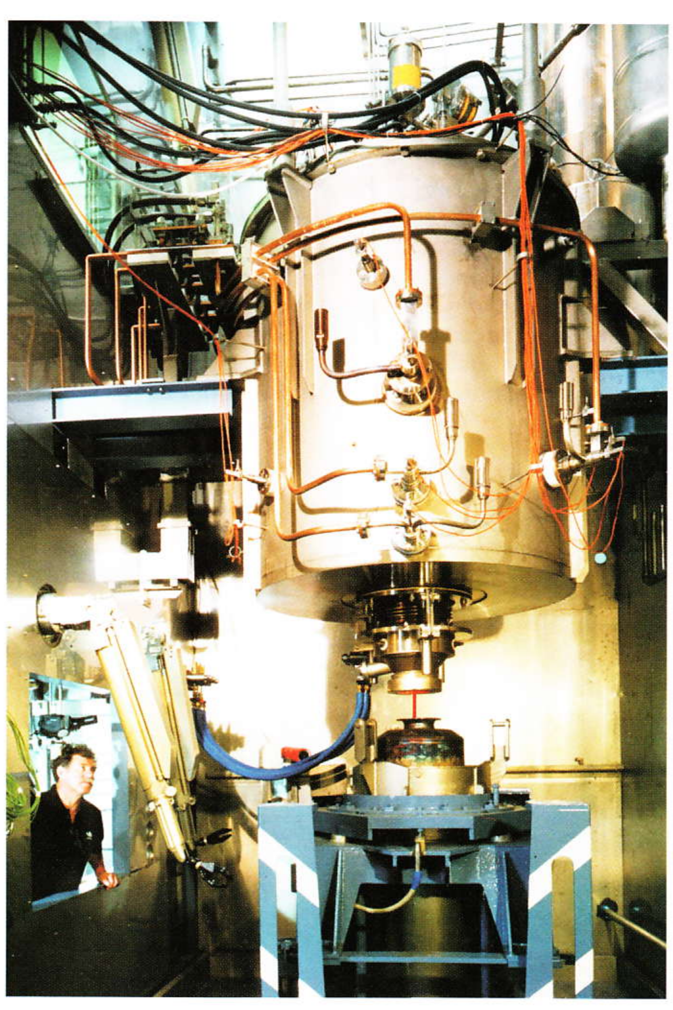


Abb. 8.8: Prototypverglasungsanlage im Forschungszentrum Karlsruhe

Die hochaktiven Spaltprodukte müssen sehr lange Zeit sicher im Glas eingeschlossen bleiben. In dieser Zeit darf der Glaskörper durch Temperaturerhöhung und Bestrahlung seine Beständigkeit nicht verlieren. Die Strahlungsbeständigkeit prüft man dadurch, dass in einer Art Zeitrafferexperiment das Glas in kurzer Zeit mit sehr hohen Strahlendosen geprüft wird.

8.1.9 Endlagerung

Bei der Endlagerung radioaktiver Abfälle muss sicher gestellt sein, dass sie auf Dauer aus der Biosphäre ausgeschlossen sind. Man erreicht es durch Überführung des Abfalls in eine stabile Lagerform und durch Mehrfacheinschluss. Bei der Lagerung in tieferen Erdschichten bilden der Lagerbehälter, das umgebende Gesteinsmaterial und Deckgebirge bzw. Nebengestein die notwendigen Umschließungen.

In Deutschland soll die Endlagerung radioaktiver Abfälle in tiefen geologischen Strukturen vorgenommen werden. Für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung ist dafür das ehemalige Eisenerzbergwerk Schacht Konrad bei Salzgitter vorgesehen. 2002 wurde die Genehmigung zur Errichtung des Endlagers erteilt. Für die Endlagerung radioaktiver Abfälle aller Art einschließlich hochaktiver Wärme entwickelnder Abfälle wird seit 1979 der Salzstock Gorleben auf seine Eignung untersucht. Dass die geologische Stabilität von Steinsalzlagerstätten den Abschluss radioaktiver Abfälle über sehr lange Zeiträume sichern kann, geht aus ihrer Geschichte hervor. Es ist bekannt, dass die Salzformationen eine hohe geologische Stabilität aufweisen. Während der vergangenen über 100 Millionen Jahre stand das darüber liegende Land im Tertiär dreimal für Millionen von Jahren unter Wasser. Im Quartär war das Gebiet von Eis und Wasser bedeckt, trotzdem existieren die Salzlagerstätten noch heute. Eine endgültige Eignungsaussage für den Salzstock Gorleben wird erst nach Abschluss der untertägigen Erkundungen möglich sein. Die Bewertung aller bisherigen Erkundungsergebnisse bestätigt seine Eignungshöffigkeit. Nach Auffassung der Bundesregierung bestehen aber an der Eignung des Salzstocks Gorleben Zweifel. Daher wurde die Fortführung der Erkundungsarbeiten unterbrochen.

8.2 Transporte im Brennstoffkreislauf

Die im Brennstoffkreislauf notwendigen Transporte sind unterschiedlich zu bewerten:

- Der Transport des Uranerzes zur Erzaufbereitungsanlage ist unproblematisch. Dafür werden offene Lastwagen verwendet. Aus Kostengründen legt man die Anlage in unmittelbarer Nähe der Mine an.
- Das Urankonzentrat „Yellow Cake" wird zur Umwandlung in UF_6 zur Konversionsanlage transportiert. Der Transport geschieht in handelsüblichen Stahlfässern von 200 oder 400 l Fassungsvermögen. Da weltweit nur wenige Konversionsanlagen bestehen, sind die Transportwege z. T. sehr lang.
- Das Uranhexafluorid wird von der Konversionsanlage zur Anreicherungsanlage gebracht. Da UF_6 bei 56,5 °C gasförmig wird, muss das Material in Druckbehältern untergebracht werden (Abb. 8.9). Die spezifische Aktivität von UF_6 ist gering, die chemische Toxizität aber sehr hoch. Es muss deshalb sichergestellt sein, dass die Behälter beim Transport und bei möglichen Unfällen dicht bleiben. Nach der Anreicherung besitzt das UF_6 eine höhere U-235-Konzentration. Deshalb müssen beim Transport und der Lagerung Anordnungen gewählt werden, bei denen eine Kettenreaktion nicht von selbst in Gang kommen kann (unterkritische Anordnung).
- Die Umwandlung von UF_6 in UO_2 sowie die Herstellung von Brennelementen sind jeweils an einem Ort zusammengefasst, so dass keine Transportwege außerhalb der Fabrikationsräume entstehen. Die fertigen Brennelemente verpackt man in Transportbehälter und transportiert sie auf Lastwagen zum Kernkraftwerk.



Abb. 8.9: Transport von Uranhexafluorid-Behältern

Besonderheiten bezüglich der Strahlenabschirmung treten dabei nicht auf, da auch angereichertes Uran nur eine geringe spezifische Aktivität besitzt.

- Der Transport von Brennelementen, die in einem Reaktor eingesetzt worden sind, verlangt höchste Sicherheitsvorkehrungen. Durch die in den Brennstäben enthaltenen Spaltprodukte sind die spezifische Aktivität und damit auch die Wärmeproduktion außerordentlich hoch. Der Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente ist ein Stahlbehälter, der außen mit Kühlrippen oder Kühlstiften versehen ist. Seine Länge beträgt 5 bis 7 m und sein Durchmesser 1,8 bis 2,5 m. Er kann 1 bis 6 t Transportgut aufnehmen. Das Gesamtgewicht liegt zwischen 32 t und 105 t (Abb. 8.10).
  Die Anforderungen an einen Transportbehälter sind in Bezug auf mechanische Stabilität, Dichtheit und Temperaturfestigkeit sehr hoch. Selbst bei schwersten Verkehrsunfällen müssen sie einen sicheren Einschluss des radioaktiven Materials garantieren. Transportbehälter der Typ-B-Verpackung, wie sie für abgebrannte Brennelemente eingesetzt werden, müssen folgenden Prüfungen standhalten:
  - Freier Fall des Behälters aus 9 m Höhe auf ein mit einer Stahlplatte armiertes Betonfundament.
  - Freier Fall aus 1,2 m Höhe auf einen Stahldorn von 15 cm Höhe.
  - Im Anschluss an die Fallversuche 30 Minuten lang Feuertest bei mindestens 800 °C.
  - Achtstündiges Eintauchen des Behälters in Wasser bei einer Wassertiefe von 90 cm.



Abb. 8.10: Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente

  In den USA, Großbritannien und Deutschland sind noch weitergehende Belastungstests durchgeführt worden, ohne dass dabei die Behälter undicht wurden: Fall eines Behälters aus 600 m Höhe auf harten Wüstenboden, Zusammenprall von Brennelementtransporter und Lokomotive (Relativgeschwindigkeit 130 km/h) und Aufprall eines tonnenschweren Projektils mit einer Geschwindigkeit von fast 1 100 km/h auf den Behälter.
- Bei der Wiederaufarbeitung fallen Spaltprodukte als radioaktive Abfälle sowie Uran und Plutonium an. Für die Endlagerung konditionierte, in eine Glasmatrix gebundene Spaltprodukte werden in gleichartigen Transportbehältern befördert wie die ausgedienten Brennelemente. Bei Plutoniumtransporten ist neben den Sicherheitsmaßnahmen aufgrund der Radioaktivität das Eintreten einer Kritikalität durch eine spezifische Behälterauslegung auszuschließen.

8.3 Behandlung radioaktiver Betriebsabfälle in einem Kernkraftwerk

Von einem Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1 300 MW fallen jährlich etwa 582 m³ konditionierte Betriebsabfälle und Wiederaufarbeitungsabfälle an. Davon ist nur ein sehr kleiner Anteil hochaktiv und zeigt eine starke Wärmeentwicklung (Abb. 8.11). Abhängig vom Aggregatzustand, der spezifischen Aktivität, der Radiotoxizität (strahlenbedingte Gefährlichkeit) sowie der Wärmeentwicklung werden zur Konditionierung unterschiedliche Verfahren angewandt.

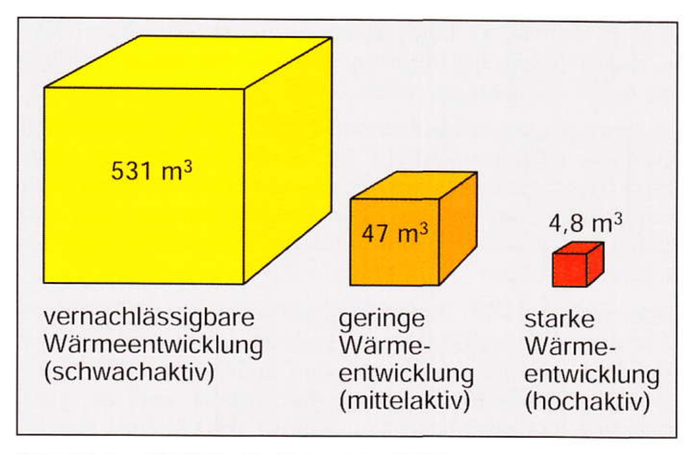


Abb. 8.11: Jährliche konditionierte Abfallmengen (Betriebsabfälle, Wiederaufarbeitungsabfälle) eines 1 300-MWe-Kernkraftwerkes

Beim Reaktorbetrieb entstehen durch Leckagen und Neutronenaktivierung gasförmige, flüssige und feste Reaktorbetriebsabfälle an, die soweit wie möglich zurückgehalten werden. Um die Aktivität der Abluft und des Abwassers zu verringern, gibt es zwei unterschiedliche Verfahren:

- Verzögerte Abgabe, damit die Radioaktivität von selbst abklingt.
- Abtrennen der Radionuklide durch physikalische sowie chemische Verfahren und Endlagerung dieser Radionuklide.

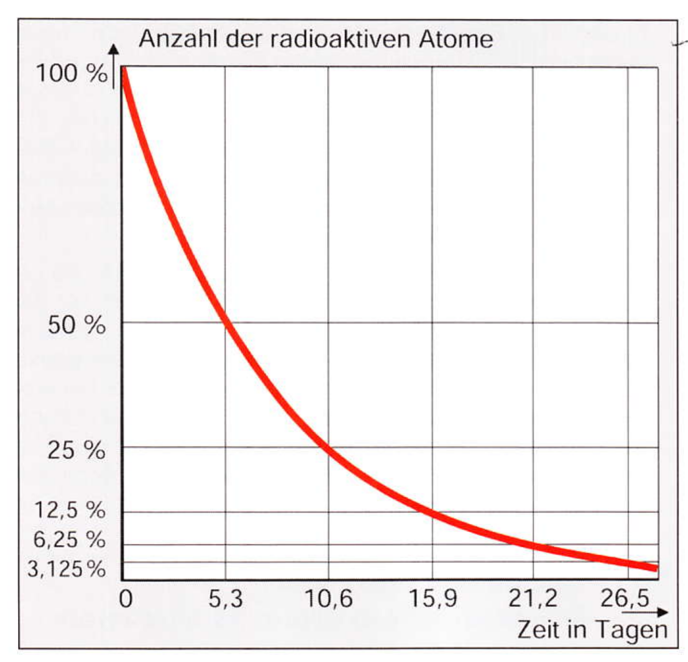


Abb. 8.12: Abklingen der Aktivität bei Xenon-133

8.3.1 Behandlung gasförmiger Reaktorbetriebsabfälle

Einige der wichtigsten gasförmigen und leichtflüchtigen Radionuklide, die sich in der Luft des Kraftwerksgebäudes befinden, sind die durch Leckagen entwichenen Spaltprodukte Xe-133 und I-131. Xe-133 hat eine Halbwertszeit von 5,25 d. Es wird in einer Verzögerungsstrecke bis zu 60 d zurückgehalten, die ursprüngliche Aktivität ist auf weniger als 0,1 % abgeklungen (Abb. 8.12).

Verzögerungsstrecken bestehen z. B. aus Aktivkohlefiltern. Das Gas wird zunächst in der ersten Filterschicht adsorbiert (Gasmoleküle lagern sich an der Oberfläche von Kohlenstoffpartikeln an). Im Laufe der Zeit bewegen sie sich durch Austausch langsam durch die Kohlefilterstrecke bis zum Abluftkamin.

Der Anteil des I-131 in der Gebäudeluft ist gering. Da dieses Element aber im Gegensatz zu den Edelgasen chemische Verbindungen eingehen kann und außerdem zu den physiologisch bedeutsamen Elementen gehört, wird es durch mehrere hintereinander angeordnete Absolutfilter zurückgehalten. Eine Rückhaltung zu mehr als 99,9 % wird dadurch erreicht, dass die Filter zusätzlich mit Silbernitrat getränkt sind. Bei Kontakt mit Iod entsteht dann Silberiodid, das in den Filtern verbleibt. In ähnlicher Weise verfährt man mit den Aerosolen, bei denen sich radioaktive Teilchen an Staubpartikel oder Wassertröpfchen angelagert haben.

8.3.2 Behandlung flüssiger Reaktorbetriebsabfälle

Aus Undichtigkeiten des Kühlmittelkreises austretendes Wasser sowie Wasser aus Labors, Dekontaminationsanlagen und Waschräumen bilden die flüssigen Reaktorbetriebsabfälle. Auch bei der Abgabe von radioaktiven Flüssigkeiten an die Umgebung ist die Strahlenexposition der Menschen so gering wie möglich zu halten. Die wichtigste Maßnahme besteht darin, der Flüssigkeit die radioaktiven Stoffe zu entziehen. Das geschieht durch Eindampfen (Abdestillieren der Flüssigkeit), Ionenaustausch, Filtration oder chemische Fällung. Eine Sonderstellung nimmt das Tritium (H-3) ein. Es entsteht bei einem geringen Prozentsatz der Kernspaltungen als drittes Teilchen (außer den beiden Spaltprodukten) und durch Neutronenbestrahlung des Kühlmittels sowie anderer Materialien.

Das Tritium liegt im Wesentlichen als HTO vor (Wassermolekül, dessen Wasserstoffatome die Isotope H-1 und H-3 = T sind). Wegen der relativ langen Halbwertszeit von 12,323 a können keine Verzögerungsstrecken eingesetzt werden. Da die maximale Energie der vom Tritium ausgesandten Betateilchen aber nur 0,02 MeV beträgt und keine Gammaquanten auftreten, entsteht durch die Abgabe des Tritium an die Umgebung nur eine geringe zusätzliche Strahlenexposition der Bevölkerung.

8.3.3 Behandlung fester Reaktorbetriebsabfälle

Radioaktive Reaktorbetriebsabfälle fallen in Form von Filtern, Ionenaustauschern, Putzlappen, kontaminierter Kleidung, Abfällen von Reparaturen u. ä. an. Sie werden – falls erforderlich – verbrannt oder verdichtet, um ihr Volumen zu verkleinern. Anschließend schließt man sie in Behältern sicher ein (Abb. 8.13). Nach Zwischenlagerung im Kernkraftwerk ist für sie eine Endlagerung in einem Endlager vorgesehen. Menge und Zusammensetzung der Abfälle hängen u. a. vom Typ des Kernkraftwerkes und der Betriebsweise ab. Bei einem Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 1 300 MW fallen pro Betriebsjahr etwa an:

- 235 m^3 Verdampfer- und Filterkonzentrate,
- 120 m^3 Putzwolle, Papier, kontaminierte Kleidung,
- 8 m^3 Filtereinsätze der Abluft- und Abgasreinigung.



Abb. 8.13: Lagerung von in Stahlfässern verpacktem radioaktivem Abfall in einem Kernkraftwerk

9 Strahlenmessung und die Strahlenexposition des Menschen

Der Mensch besitzt kein Sinnesorgan für ionisierende Strahlen. Sie lassen sich nur mit Hilfe besonderer Messinstrumente nachweisen. Strahlenmessungen sind nur möglich, wenn Wechselwirkungen der Strahlung mit Materie stattfinden. Erst wenn die Strahlung eine nachweisbare Veränderung hervorruft, kann diese erfasst werden. Der Grad der Veränderung ist dann ein Maß für die Intensität der verursachenden Strahlung. Einige besonders wichtige Messverfahren werden hier in vereinfachter Form vorgestellt.

9.1 Ionisationskammer

Eine Ionisationskammer besteht im einfachsten Fall aus einem luftgefüllten Behälter, in dem sich zwei Elektroden befinden. Sie sind über einen Strommesser mit einer Gleichspannungsquelle verbunden. Gelangt Strahlung in das Innere, werden Ionen erzeugt, und die Luft zwischen den Elektroden wird elektrisch leitend. Daraufhin kommt es zu einem Stromfluss, der durch ein Messgerät angezeigt wird (Abb. 9.1).

In der Ionisationskammer werden positives Ion und herausgelöstes Elektron zur jeweils entgegengesetzt geladenen Elektrode hin beschleunigt. Die Spannung wird gerade so hoch gewählt, dass einerseits Ion und Elektron nicht mehr rekombinieren (sich wieder vereinigen) können, andererseits aber die Beschleunigung zu den Elektroden nicht so stark ist, dass durch Zusammenstöße mit Stickstoff- und Sauerstoffmolekülen der Luft weitere Ionisationen ausgelöst werden. Die Stromstärke ist dann allein der Anzahl der primär erzeugten Ionen bzw. Elektronen proportional. Die Stromstärken werden verstärkt und an einem Messgerät angezeigt.

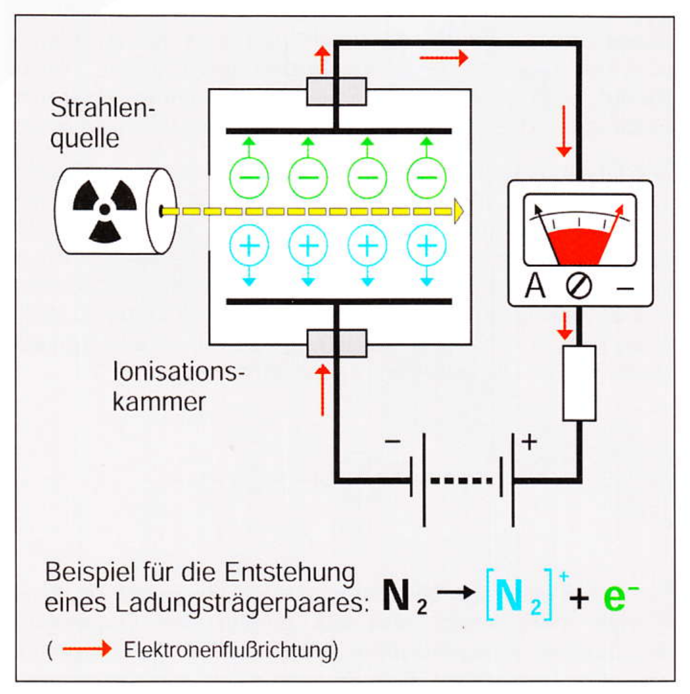


Abb. 9.1: Prinzipieller Aufbau einer Ionisationskammer

Zum Nachweis von Alpha- und Betateilchen werden die Wände der Ionisationskammer aus sehr dünnem Material hergestellt, damit die Teilchen möglichst ungehindert in das Innere gelangen können. Bei Gammaquanten wählt man dagegen dickere Wände, damit die Gammaquanten aus den Atomen der Kammerwand Elektronen herauslösen, die dann in der Luft weitere Ionisationen hervorrufen. Soll die Kammer näherungsweise den Verhältnissen in einem organischen Gewebe angepasst werden, verwendet man für den Aufbau spezielle Kunststoffe. Die durch Strahlung erzeugten Elektronen stellen eine Ladungsmenge dar. Daraus wurde die früher benutzte Größe der Ionendosis hergeleitet.

Die Ionendosis gibt die erzeugte Ladung pro Masse der durchstrahlten Luft an (t = 0 °C; p = 1 013 hPa). Wenn in 1 kg Luft durch ionisierende Strahlen so viele Ionen bzw. freie Elektronen erzeugt werden, dass im angeschlossenen Leiterkreis 1 Sekunde lang ein Strom von 1 A fließt, beträgt die Ionendosis I = 1 C/kg. Das entspricht $6{,}2 \cdot 10^{18}$ Elektronen bzw. Ionen pro 1 kg Luft oder $8{,}07 \cdot 10^{12}$ Ladungsträgerpaare pro 1 cm^3 Luft. Für die Ionendosis wurde die Einheit Röntgen R verwendet. Für Umrechnungen gilt: $1\ R = 2{,}58 \cdot 10^{-4}$ C/kg.

9.2 Energiedosis

In Luft wird zur Bildung eines Ladungsträgerpaares die Energie von 34 eV benötigt. Da der Quotient 1 C/1 kg Auskunft darüber gibt, wie viel Paare erzeugt worden sind, lässt sich auch die Energie berechnen, die dafür notwendig war. Statt die erzeugte Ladung oder die erzeugten Ladungsträgerpaare anzugeben, kann man also auch die Energie betrachten, die bei der Ionisation auf die Luftmoleküle übertragen worden ist. Die von einem Stoff aufgenommene Energie kann ebenfalls als Maß für die physikalische Strahlenwirkung verwendet werden. Dafür ist die Energiedosis definiert worden. Die Energiedosis einer ionisierenden Strahlung gibt die pro Masse eines durchstrahlten Stoffes absorbierte Energie an:

$$\text{Energiedosis} = \frac{\text{absorbierte Strahlungsenergie}}{\text{Masse}} \quad ; D = \frac{E}{m}$$

Der Quotient 1 J/1 kg wird als Einheit für die Energiedosis verwendet (Abb. 9.2). Der besondere Einheitenname für die Energiedosis ist das Gray (Gy):

$$1\ \text{Gy} = \frac{1\ \text{J}}{1\ \text{kg}}$$

Die Energiedosis wurde bisher in der Einheit Rad (rd oder rad) gemessen. Das Wort Rad ergibt sich aus den Anfangsbuchstaben der englischen Wörter „**r**adiation **a**bsorbed **d**ose". Für Umrechnungen gilt: 1 Gy = 100 rd.

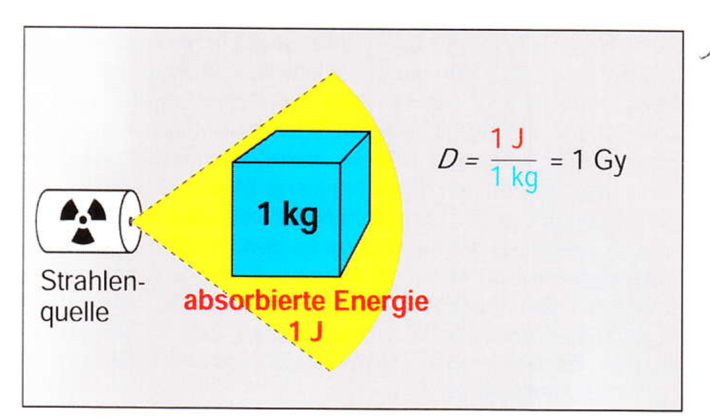


Abb. 9.2: Veranschaulichung der Einheit für die Energiedosis

9.3 Organdosis

Mit der Energiedosis allein kann jedoch die biologische Strahlenwirkung nicht beurteilt werden. Es zeigt sich nämlich, dass bei gleichen Energiedosen, aber unterschiedlichen Strahlenarten, die hervorgerufenen Effekte unterschiedlich sein können. Wird z. B. von zwei gleichen Geweben des Menschen das eine mit Alphastrahlen, das andere mit Betastrahlen bestrahlt und nehmen beide Gewebe gleich viel Energie auf, so sind die durch die Alphastrahlen hervorgerufenen biologischen Strahlenwirkungen etwa 20-mal größer (Abb. 9.3).

Die größere biologische Wirkung von Alphastrahlen kann durch die größere Anzahl erzeugter Ionen bzw. Anregungen pro Weglänge erklärt werden. Ein Alphateilchen führt in einem Zellgewebe auf einer bestimmten Strecke zu etwa 1000-mal mehr Wechselwirkungen als ein Betateilchen. Eine dichtere Ionisierung in einem kleinen Bereich ist viel schädlicher als eine gleich große Anzahl von Ionisationen, die auf einen größeren Bereich verteilt sind.

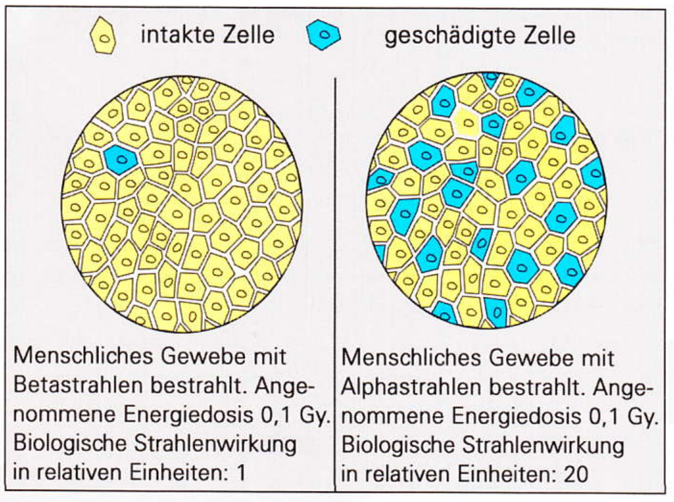


Abb. 9.3: Bei gleicher Energiedosis verursacht Alphastrahlung eine 20-mal größere biologische Wirkung als Betastrahlung (stark vereinfachte Darstellung einer Zellstruktur)

Strahlenart und Energiebereich	Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R
Photonen, alle Energien	1
Elektronen, Myonen, alle Energien	1
Neutronen	
< 10 keV	5
10 keV bis 100 keV	10
> 100 keV bis 2 MeV	20
> 2 MeV bis 20 MeV	10
> 20 MeV	5
Protonen, außer Rückstoßprotonen Energie > 2 MeV	5
Alphateilchen, Spaltfragmente, schwere Kerne	20

Tab. 9-1: Strahlungs-Wichtungsfaktoren

Zur Berücksichtigung der unterschiedlichen biologischen Wirkung der verschiedenen Strahlenarten galten bisher so genannte effektive Qualitätsfaktoren. Die Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP) hat 1991 statt dieser Qualitätsfaktoren die Strahlungs-Wichtungsfaktoren w_R (Tab. 9-1) eingeführt (der Buchstabe R im Index stammt von der englischen Bezeichnung radiation = Strahlung). Diese Strahlungs-Wichtungsfaktoren sind aus strahlenepidemiologischen Untersuchungen gewonnene Werte. Im Juli 2001 wurden diese Strahlungs-Wichtungsfaktoren in die deutsche Strahlenschutzverordnung übernommen.

Die Organdosis $H_{T,R}$ ist das Produkt aus der über das Gewebe/Organ T (der Buchstabe T stammt von der englischen Bezeichnung tissue = Gewebe) gemittelten Organ-Energiedosis $D_{T,R}$, die durch die Strahlung R erzeugt wird, und dem Strahlungs-Wichtungsfaktor w_R. Besteht die Strahlung aus Arten und Energien mit unterschiedlichen Werten von w_R, so werden die einzelnen Beiträge addiert. Für die Organdosis H_T gilt dann:

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R}$$

Da die Strahlungs-Wichtungsfaktoren Zahlenwerte ohne Einheit sind, ergibt sich als Einheit der Organdosis der Quotient J / kg (dieselbe Einheit wie für die Energiedosis). Als besonderer Einheitenname für die Organdosis ist das Sievert (Sv) festgelegt worden. Die bisher übliche

Bezeichnung für diese Dosisart war „Äquivalentdosis", ebenfalls angegeben in Sievert. Statt des Einheitennamens Sievert wurde früher das Rem (**r**öntgen **e**quivalent **m**an) benutzt. Für Umrechnungen gilt: 1 Sv = 100 rem.

Die Organdosis wird nur für Personen und nur im Strahlenschutz verwendet. Die Strahlungs-Wichtungsfaktoren wurden nur für einen Bezug zu Spätschäden hergeleitet. Daher ist eine Nutzung der Organdosis nur bis zu etwa 1 Sv gerechtfertigt. Darüber hinausgehende Strahlenexpositionen sind als Energiedosis anzugeben. Bei vereinfachenden Darstellungen wird häufig auf diese Differenzierung verzichtet.

9.4 Effektive Dosis

Da die Strahlenempfindlichkeit einzelner Organe und Gewebe z. T. erhebliche Unterschiede aufweist, liefern die einzelnen Organdosen unterschiedliche Beiträge zum strahlenbedingten Gesamtrisiko des Menschen bezüglich der Wahrscheinlichkeit für das Eintreten von Krebs und Leukämie. Zur Berechnung der effektiven Dosis *E*, die ein Maß für das gesamte Strahlenrisiko darstellt, wurden deshalb von der Internationalen Strahlenschutzkommission Gewebe-Wichtungsfaktoren w_T eingeführt und in die deutsche Strahlenschutzverordnung übernommen.

Die effektive Dosis *E* ist die Summe der Organdosen H_T, jeweils multipliziert mit dem zugehörigen Gewebe-Wichtungsfaktor w_T. Dabei ist über alle in der Tab. 9-2 aufgeführten Organe und Gewebe zu summieren. Die Einheit der effektiven Dosis ist das Sievert (Einheitenzeichen Sv).

$$E = \sum_T w_T H_T$$

Angenommenes Beispiel: Durch Aufnahme von Iod-131 hat die Schilddrüse einer Person eine Organdosis von 100 mSv erhalten. Die effektive Dosis beträgt dann $E = H_T \cdot w_T = 100\ \text{mSv} \cdot 0{,}05 = 5\ \text{mSv}$.

Die effektive Dosis ist die geeignete Größe zur Angabe eines einheitlichen Dosiswertes bei unterschiedlicher Exposition verschiedener Körperbereiche zur Bewertung des Risikos für Strahlenspätschäden.

Gewebe oder Organe	Gewebe-Wichtungs-faktoren w_T
Gonaden	0,20
Dickdarm	0,12
Knochenmark (rot)	0,12
Lunge	0,12
Magen	0,12
Blase	0,05
Brust	0,05
Leber	0,05
Schilddrüse	0,05
Speiseröhre	0,05
Haut	0,01
Knochenoberfläche	0,01
andere Organe oder Gewebe *	0,05

* Für Berechnungszwecke setzen sich „andere Organe oder Gewebe" wie folgt zusammen: Bauchspeicheldrüse, Dünndarm, Gebärmutter, Gehirn, Milz, Muskel, Nebennieren, Niere und Thymusdrüse. In den außergewöhnlichen Fällen, in denen ein einziges der „anderen Organe oder Gewebe" eine Äquivalentdosis erhält, die über der höchsten Dosis in einem der 12 Organe liegt, für die ein Wichtungsfaktor angegeben ist, sollte ein Wichtungsfaktor von 0,025 für dieses Organ oder Gewebe und ein Wichtungsfaktor von 0,025 für die mittlere Organdosis der restlichen „anderen Organe oder Gewebe" gesetzt werden.

Tab. 9-2: Gewebe-Wichtungsfaktoren

9.5 Folgedosis

Die Bestrahlung des Gewebes oder von Organen durch inkorporierte Radionuklide ist von der Verweilzeit der radioaktiven Stoffe im jeweiligen Gewebe oder Organ abhängig. Diese Verweilzeit ergibt sich aus dem Zusammenwirken des radioaktiven Zerfalls einerseits und dem Ausscheiden des Stoffes aus dem Körper auf Grund der Stoffwechselvorgänge andererseits. Die Folgedosis ist das Zeitintegral der Dosisleistung in einem Gewebe oder Organ über die Zeit. Die Organ-Folgedosis $H_T(\tau)$ bei einer Inkorporation zum Zeitpunkt t_0 ist das Zeitintegral der Organ-Dosisleistung im Gewebe oder Organ T. Wird kein Integrationszeitraum τ angegeben, ist für Erwachsene ein Zeitraum von 50 Jahren und für Kinder ein Zeitraum vom jeweiligen Alter bis zum Alter von 70 Jahren zu Grunde zu legen:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t)\,dt$$

9.6 Somatische und genetische Schäden

Bei den Schäden, die ionisierende Strahlen an Organismen hervorrufen, unterscheidet man zwischen somatischen und genetischen (vererbbaren) Schäden. Die somatischen Schäden (Körperschäden) unterteilt man in Früh- und Spätschäden, letztere noch einmal in maligne (bösartig wuchernde) und nichtmaligne (nicht bösartig wuchernde) Spätschäden (Abb. 9.4).

Für das Auftreten von Frühschäden muss der Organismus von einer Mindestmenge an Strahlung getroffen werden. Diese Schwellendosis für den Menschen liegt bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung zwischen 200 und 300 mSv. Es zeigen sich z. B. kurzzeitige Veränderungen des Blutbildes. Je größer die Strahlungsmenge wird, desto

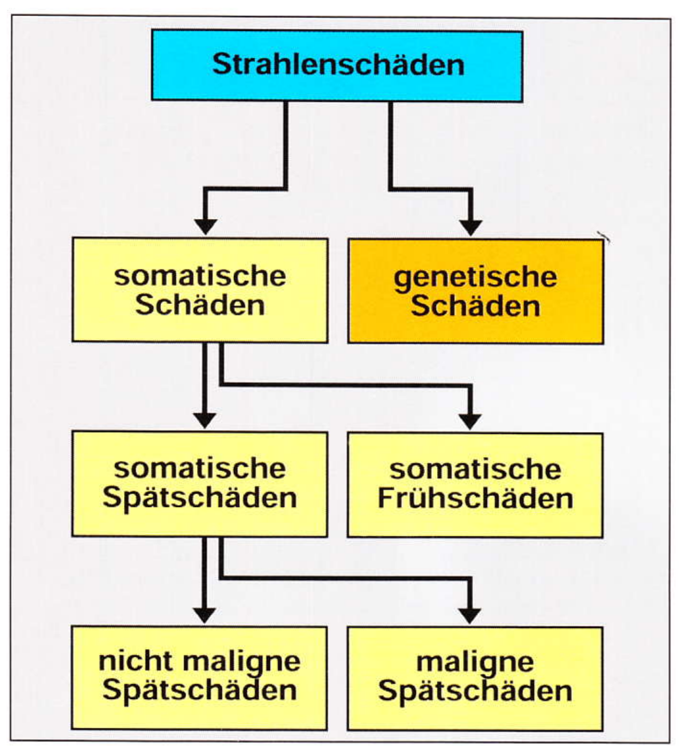


Abb. 9.4: Einteilung der Strahlenschäden

gravierender sind auch diese Strahlenschäden. Frühschäden beim Menschen sind z. B. außer Veränderungen des Blutbildes Unwohlsein, Erbrechen, Entzündungen der Schleimhäute und Fieber. Eine einmalige Ganzkörperbestrahlung mit einer Dosis von 7 000 mSv gilt als tödlich, wenn keine Therapiemaßnahmen ergriffen werden (Abb. 9.5).

Somatische Spätschäden treten erst nach Jahren oder Jahrzehnten auf. Bei Spätschäden (z. B. Krebs, Leukämie) ist es strittig, ob eine Schwellendosis für das Eintreten der Erkrankung besteht; jedenfalls wäre diese Mindestmenge an Strahlung sehr klein. Mit steigender Strahlungsmenge nimmt bei den Strahlenspätschäden nicht die Schwere der Erkrankung zu, sondern die Wahrscheinlichkeit zu erkranken.

Bei genetischen Schäden treten Veränderungen an den Chromosomen der Keimzellen auf. Sie wirken sich erst bei den Nachkommen aus. Auch bei genetischen Schäden ist eine Reparatur möglich oder es kann die nach einem falschen genetischen Code aufgebaute Zelle, das daraus entstandene Gewebe bzw. der nicht lebensfähige Embryo abgestoßen werden. Ein genetischer Schaden würde dann nicht an die nächste Generation weitergegeben. Grundsätzlich sind Mutationen natürliche Ereignisse, die bei Menschen, Tieren und Pflanzen immer wieder vorkommen. Sie können spontan auftreten oder gezielt durch chemische bzw. physikalische Einflüsse herbeigeführt werden.

3 Stunden Flug in 10 km Höhe	0,01 mSv
Grenzwert für die effektive Dosis der Bevölkerung durch radioaktive Ableitungen aus kerntechnischen Anlagen jeweils über Luftpfad und Wasserpfad	0,3 mSv/a
Mittlere Strahlenexposition durch medizinische Strahlenanwendung, Bundesrepublik Deutschland (effektive Dosis)	2,0 mSv/a
Mittlere natürliche Strahlenexposition in der Bundesrepublik Deutschland (effektive Dosis)	2,1 mSv/a
Zusätzliche natürliche Strahlendosis beim Wohnen in Beton- oder Granitbauten	bis 3 mSv/a

ca. 7 000 mSv	Tödliche Dosis bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung und fehlenden medizinischen Therapiemaßnahmen
ca. 4 000 mSv	Schwere Strahlenkrankheit bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung, 50 % Todesfälle bei fehlenden medizinischen Therapie-Maßnahmen
ca. 1 000 mSv	Vorübergehende Strahlenkrankheit bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung („Strahlenkater")
ca. 250 mSv	Erste klinisch fassbare Bestrahlungseffekte bei einmaliger Ganzkörperbestrahlung (Schwellendosis)
200 mSv/a	Maximale natürliche Strahlenexposition im Monazitbezirk Brasiliens
20 mSv/a	Grenzwert der effektiven Dosis für beruflich strahlenexponierte Personen in der Bundesrepublik Deutschland

Abb. 9.5: Beispiele für Körperdosis-Leistungen und Körperdosen
(Die Angaben zu den Werten von 250 bis 7 000 mSv beschreiben somatische Strahlenfrühschäden. Aus Gründen der besseren Lesbarkeit sind vereinfachend auch diese Dosen in der Einheit Sievert statt Gray angegeben.)

9.7 Natürliche Strahlenexposition des Menschen

Die ionisierende Strahlung, die in der Natur vorkommt, lässt sich auf verschiedene Quellen zurückführen:

- Aus dem Weltall trifft eine Teilchenstrahlung und energiereiche Photonenstrahlung auf die Erde (kosmische Strahlung).
- In der Erdatmosphäre werden durch die kosmische Strahlung ständig Radionuklide mit relativ kurzer Halbwertszeit neu gebildet.
- In der Erdmaterie sind natürliche Radionuklide mit langer Halbwertszeit vorhanden, die sich durch einen Zerfallsschritt in inaktive Nuklide umwandeln.
- In der Erdmaterie sind natürliche Radionuklide mit langer Halbwertszeit vorhanden, die sich in mehreren Stufen zu inaktive Nukliden umwandeln.

9.7.1 Kosmische Strahlung und durch sie erzeugte Radionuklide

Von der Sonne und anderen Sternen trifft eine energiereiche Teilchenstrahlung auf die Lufthülle unserer Erde. Diese Strahlung besteht im Wesentlichen aus Protonen, also aus Wasserstoffkernen. Beim Zusammenprall mit den Molekülen der Lufthülle werden Atomkerne zertrümmert. Dabei entstehen neue Kerne und Teilchen, die weiterfliegen und z. T. weitere Kerne zertrümmern, bis ihre ursprüngliche Energie aufgebraucht ist. Am Erdboden ist nur die Strahlung zu beobachten, die durch vielfältige Sekundärprozesse entsteht. Sie besteht im Wesentlichen aus Protonen, Neutronen, Elektronen, Positronen, Gammaquanten (Photonen), Neutrinos und Mesonen. Mesonen sind Elementarteilchen, deren Masse zwischen der von Elektronen und Protonen liegt.

Die kosmische Strahlung wird von der Atmosphäre z. T. absorbiert. Daher nimmt ihre Intensität mit steigender Höhe über dem Meeresspiegel zu. Die Dosisleistung liegt in 1 000 m Höhe bei 0,4 mSv/a, in 3 000 m Höhe bei 1,1 mSv/a (Abb. 9.6).

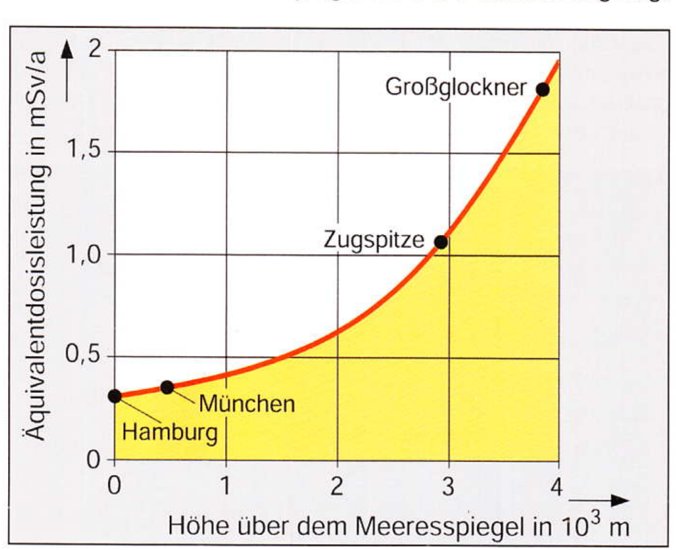


Abb. 9.6: Dosisleistung kosmischer Strahlung in Abhängigkeit von der Höhe über dem Meeresspiegel

In den oberen Schichten der Atmosphäre werden durch die sehr energiereiche kosmische Strahlung ständig radioaktive Isotope neu gebildet. Es sind dies u. a. der radioaktive Wasserstoff (H-3) und der radioaktive Kohlenstoff (C-14), die durch Sedimentation, Konvektion oder Niederschläge auf die Erdoberfläche gelangen und zur Strahlenexposition des Menschen beitragen. C-14 entsteht in den oberen Schichten der Atmosphäre über eine Kernreaktion mit Neutronen aus N-14:

$$^{14}_{7}\mathrm{N} + ^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow ^{14}_{6}\mathrm{C} + ^{1}_{1}\mathrm{p}$$

9.7.2 Terrestrische Strahlung

Die terrestrische Strahlung wird durch die in der Umgebung des Menschen vorhandenen natürlichen Radionuklide hervorgerufen. Dabei handelt es sich vor allem um radioaktive Nuklide, deren Halbwertszeiten größer als 10^9 Jahre sind oder um deren Folgeprodukte mit kürzeren Halbwertszeiten. Die wichtigsten Radionuklide, die in der Erde vorkommen, sind Thorium-232, Uran-238 und U-235. Sie zerfallen in mehreren Stufen zu inaktiven Bleiisotopen (Tab. 9-3 und Abb. 9.8). Das wichtigste Radionuklid ohne Zerfallsreihe ist K-40, das sich zu 0,0117 % in jeder Kaliumverbindung befindet (Abb. 9.7).

Zerfallsreihe	Beginn	Ende
Thorium - Reihe	$^{232}_{90}\mathrm{Th}$	$^{208}_{82}\mathrm{Pb}$
Uran - Actinium - Reihe	$^{235}_{92}\mathrm{U}$	$^{207}_{82}\mathrm{Pb}$
Uran - Radium - Reihe	$^{238}_{92}\mathrm{U}$	$^{206}_{32}\mathrm{Pb}$

Tab. 9-3: Natürliche Radioaktivitätszerfallsreihen

In den drei Zerfallsreihen durchlaufen die Radionuklide die Kernladungszahl 86. Es treten damit verschiedene Radon-Isotope auf. Radon ist ein Edelgas, das teilweise aus dem Erdboden und aus dem Mauerwerk von Gebäuden austritt und dann in der Luft weiter zerfällt. Radon und seine Folgeprodukte führen vor allem zu einer erhöhten Strahlenexposition der Lunge.

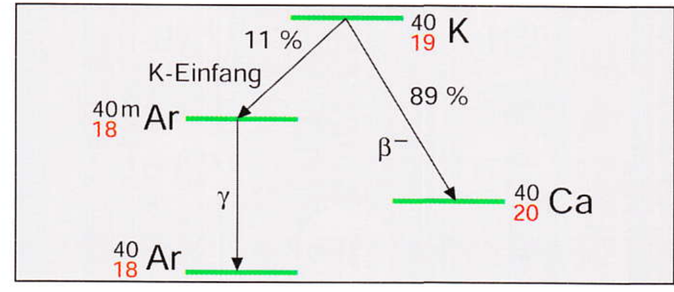


Abb. 9.7: Zerfallsschema für K-40

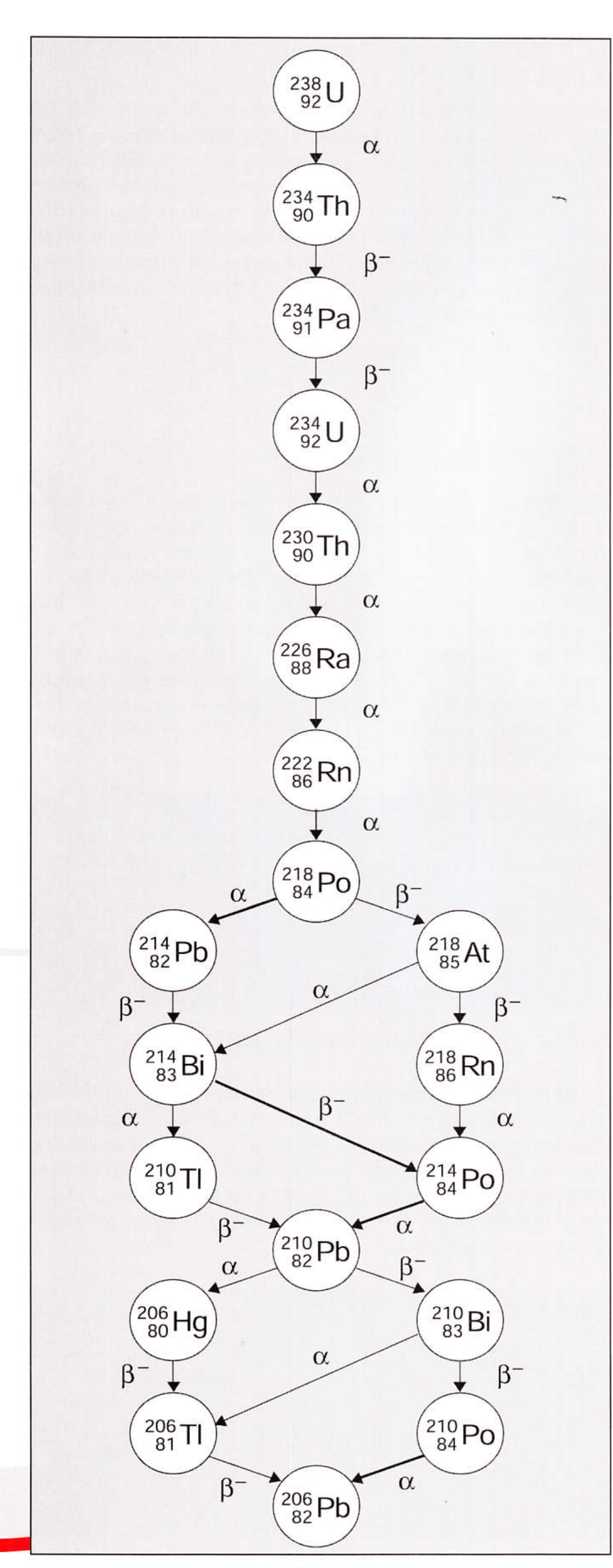


Abb. 9.8: Uran-Radium-Zerfallsreihe

Die Bestrahlung des Menschen durch die terrestrische Strahlung ist vom geologischen Untergrund und den verwendeten Baumaterialien abhängig. Die Tab. 9-4 gibt die Mittelwerte der terrestrischen Strahlenexposition bei einem Aufenthalt im Freien für die Bundesländer wieder. Die effektive Dosis liegt bei der äußeren Bestrahlung einschließlich der Strahlenexposition durch das Baumaterial unserer Häuser im Mittel bei 0,4 mSv/a.

Bundesland	Ortsdosisleistung in mSv/a
Baden-Württemberg	0,38
Bayern	0,42
Berlin	0,19
Brandenburg	0,18
Bremen	0,26
Hamburg	0,35
Hessen	0,37
Mecklenburg-Vorpommern	0,22
Niedersachsen	0,29
Nordrhein-Westfalen	0,36
Rheinland-Pfalz	0,42
Saarland	0,48
Sachsen	0,35
Sachsen-Anhalt	0,27
Schleswig-Holstein	0,32
Thüringen	0,39

Tab. 9-4: Ländermittelwerte der Ortsdosis im Freien

Es gibt Gebiete der Erde, in denen die terrestrischen Strahlendosen weit über den höchsten Werten der Bundesrepublik Deutschland liegen. Dabei handelt es sich um Gebiete, in denen der Boden oder das Gestein eine hohe Konzentration an Thorium bzw. Uran und deren Folgeprodukten aufweist. Solche Gebiete finden sich in Brasilien, Indien und Iran (Tab. 9-5).

Gebiet	mittlere effektive Dosisleistung in mSv/a	max. Ortsdosisleistung im Freien in mGy/a
Deutschland	0,4	5
Indien: Kerala, Madras	4	55
Brasilien: Espirito Santo	6	175
Iran: Ramsar	6	850

Tab. 9-5: Terrestrische Strahlung in verschiedenen Gebieten

9.7.3 Eigenstrahlung des Körpers

Das Trinkwasser, die pflanzliche und tierische Nahrung sowie die Luft enthalten natürliche Radionuklide, die vom Körper aufgenommen, aber auch durch den Stoffwechsel wieder ausgeschieden werden, so dass sich im Körper ein Gleichgewicht einstellt.

Die Gesamtaktivität des menschlichen Körpers (Standardmensch) beträgt etwa 9 000 Bq (Tab. 9-6). Das bedeutet, dass in 1 Sekunde etwa 9 000 Kernumwandlungen stattfinden und dabei 9 000 Strahlungsteilchen oder Energiequanten ausgesandt werden. Am Tag sind es über 700 Millionen. Da sich die resorbierten Radionuklide an unterschiedlichen Stellen im Körper ablagern, ist die Aktivität nicht gleichmäßig im Körper verteilt.

Die Strahlenexposition von innen wird im Wesentlichen durch das inkorporierte Kalium-40 und das inhalierte Radon (einschließlich seiner Folgeprodukte) verursacht. Die effektive Dosis beträgt im Jahr im Mittel 1,4 mSv.

9.7.4 Gesamtbetrag der natürlichen Strahlenexposition

Für Einwohner der Bundesrepublik Deutschland beträgt die natürliche Strahlenexposition im Mittel 2,1 mSv/a. Bei der natürlichen Strahlenexposition macht die äußere Bestrahlung des Menschen ein Drittel, die innere Bestrahlung zwei Drittel aus. Dabei liefern das eingeatmete Radon und seine Folgeprodukte den größten Beitrag (Tab. 9-7).

Nuklid	Aktivität in Bq
H-3	25
C-14	25
Be-7	3 800
K-40	4 200
Rb-87	650
U-238, Th-234, Pa-234m, U-234	4
Th-230	0,4
Ra-226	1
kurzlebige Rn-222-Zerfallsprodukte	15
Pb-210, Bi-210, Po-210	60
Th-232	0,1
Ra-228, Ac-228, Th-228, Ra-224	1,5
kurzlebige Rn-220-Zerfallsprodukte	30

Tab. 9-6: Natürliche radioaktive Stoffe im Menschen

Exposition durch	jährliche effektive Dosis in mSv		
	Bestrahlung von außen	Bestrahlung von innen	gesamt
kosmische Strahlung			
in Meereshöhe:			
ionisierende Komponente	0,24		0,27
Neutronen	0,03		
in 1 000 m Höhe:			
ionisierende Komponente	0,32		0,4
Neutronen	0,08		
kosmogene Radionuklide*		0,02	0,02
primordiale Radionuklide**			
K-40	0,18	0,17	0,35
U-238-Reihe:			
U-238 → Ra-226	0,12	0,02	1,3
Rn-222 → Po-214		1,1	
Pb-210 → Po-210		0,05	
Th-232-Reihe:			
Th-232 → Ra-224	0,14	0,01	0,2
Rn-220 → Tl-208		0,07	
Summe	0,7	1,4	2,1

*Radionuklide, die durch die kosmische Strahlung in der Atmosphäre ständig erzeugt werden
**Radionuklide, die seit der Erdentstehung existieren

Tab. 9-7: Mittlere natürliche Strahlenexposition in Deutschland

9.8 Zivilisatorisch bedingte Strahlenexposition des Menschen

Außer der natürlichen Strahleneinwirkung sind die Menschen einer zivilisatorisch bedingten Strahleneinwirkung ausgesetzt. Sie kommt im Wesentlichen durch folgende Anwendungen zustande:

- Strahleneinsatz in der Medizin,
- Reaktorunfall von Tschernobyl,
- Kernwaffenversuche,
- Anwendungen ionisierender Strahlen in Wissenschaft, Technik und Haushalt,
- Flugverkehr,
- Betrieb von Kernkraftwerken und anderen kerntechnischen Anlagen.

9.8.1 Strahlenexposition durch Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin

Die Anwendung der Röntgenstrahlen in der medizinischen Diagnostik führt zu einer Strahlenexposition des Menschen. Sie ist von der Art und dem Umfang der durchgeführten Untersuchung abhängig. Tab. 9-8 gibt dafür einige Orientierungswerte. In Deutschland werden im Mittel etwa zwei Röntgenuntersuchungen pro Person und Jahr durchgeführt. Daraus ist eine mittlere effektive Jahresdosis für den einzelnen Einwohner von etwa 2 mSv errechnet worden.

Untersuchungsart	effektive Dosis mSv
CT Bauchraum	30
CT Brustkorb	20
CT Wirbelsäule	9
CT Kopf	2,5
Dickdarm	20
Schlagaderdarstellung	20
Dünndarm	16
Magen	9
Harntrakt	5
Lendenwirbelsäule	2
Becken	1
Brustkorb	0,3
Zahn	0,01

(CT = Computer-Tomographie)

Tab. 9-8: Effektive Dosis pro Röntgenuntersuchung

In der Therapie werden Röntgenstrahlen eingesetzt, um z. B. die Zellen bösartiger Tumore zu bestrahlen und dadurch abzutöten. Die Dosis wird dabei so hoch gewählt, dass die kranken Zellen abgetötet werden (Abb. 9.9). Die Energiedosis im Zielgewebe ist sehr viel höher als bei der Diagnostik und beträgt bis zu 60 Gy.

Bei nuklearmedizinischen Untersuchungen wird dem Patienten eine radioaktive Substanz verabreicht, die vom Körper resorbiert und in bestimmte Organe transportiert wird. Da die Substanz Strahlen aussendet, ist ihr Weg im Körper und die Stellen erhöhter Konzentration von außen gut zu verfolgen. Aus der Aufnahmegeschwindigkeit und der Konzentration im Organ oder Teilen davon lassen sich Rückschlüsse auf die Organfunktion ziehen oder auch Tumore erkennen.

Die verabreichten Substanzen enthalten radioaktive Isotope, die eine möglichst kurze Halbwertszeit besitzen, nicht zu lange im Körper gespeichert werden und deren Strahlung nicht zu energiereich ist. Es setzt voraus, dass besonders empfindliche Messverfahren zur Verfügung stehen.

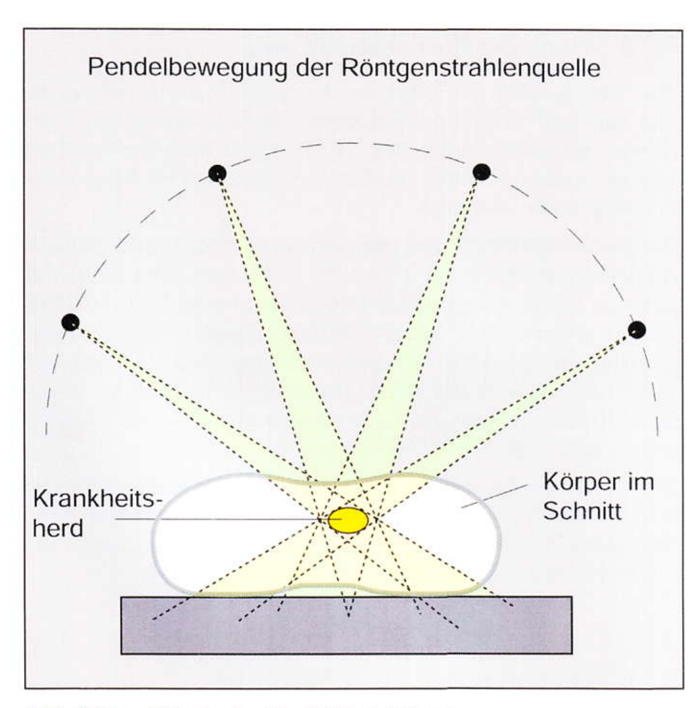


Abb. 9.9: Prinzip der Pendelbestrahlung

In welches Organ ein bestimmtes Radionuklid transportiert wird, ist davon abhängig, in welche chemische Verbindung es eingebaut worden ist.

Der Dosisbeitrag durch die Nuklearmedizin für die Bevölkerung ist gering und beträgt nur wenige Prozent des Wertes, der für die Röntgendiagnostik gilt.

Nach dem gleichen Verfahren lassen sich auch Therapiemaßnahmen durchführen. Da elementares Iod fast ausschließlich in der Schilddrüse gespeichert wird, kann durch verabfolgtes radioaktives Iod z. B. ein Schilddrüsentumor zerstört werden. Die von radioaktivem Iod ausgesandten Betateilchen haben im Gewebe nur eine geringe Reichweite, so dass sie praktisch nur auf die Schilddrüse selbst einwirken.

9.8.2 Strahlenexposition durch den Reaktorunfall von Tschernobyl

Der Reaktorunfall von Tschernobyl am 26. April 1986 wurde durch Fehlbedienungen der Reaktorregelung ausgelöst. Dabei kam es zu einem so großen Temperaturanstieg in den Brennelementen, dass diese schmolzen. Der dadurch entstehende sehr hohe Wasserdampfdruck ließ die Druckrohre, in denen sich auch die Brennelemente befanden, platzen. Der Moderator Graphit geriet in Brand.

Aus dem zerstörten Reaktor gelangten Radionuklide ins Freie. Ein Großteil der Radionuklide hat zu einer hohen Kontamination der Umwelt in einer 30-km-Zone um den Reaktor geführt. Durch die Brände wurden radioaktive Stoffe in Höhen von 1 bis 2 km transportiert und z. T. über weite Gebiete verteilt.

Durch meteorologische Einflüsse bedingt sind die aus der radioaktiven Wolke abgelagerten Aktivitätsmengen in den Regionen der Bundesrepublik sehr unterschiedlich – im



Norden und Westen deutlich geringer als im Süden und Südosten. Daher ist keine bundeseinheitliche Darstellung hinsichtlich der resultierenden Strahlendosis, die zudem noch stark von der individuellen Ernährungsgewohnheit abhängt, möglich.

Die Strahlenexposition in Deutschland betrug für Kleinkinder, für die sich gegenüber Erwachsenen generell höhere Dosiswerte errechnen, für das Jahr des Unfalls zwischen 0,1 mSv in Gebieten nördlich der Donau und 1,5 mSv für Bereiche des Voralpengebiets.

Berechnet man die entsprechende Dosis für die nächsten 50 Jahre, so ergibt sich ein Gesamtbetrag von 0,5 mSv im Norden und 6 mSv in Südbayern. Für Einzelpersonen mit extremen Lebens- und Verzehrgewohnheiten können sich maximale Dosiswerte bis zum Zwei- oder Dreifachen dieser Werte ergeben.

In den durch den Unfall betroffenen Gebieten der Ukraine und Belarus zeigte sich bei Kindern und Jugendlichen ein deutlicher Anstieg der Schilddrüsenkrebserkrankungen, der auf die Strahlenexposition zurückzuführen ist. Verantwortlich dafür ist vor allem die Aufnahme von Iod-131 über die Nahrungskette, das zu hohen Strahlendosen in der Schilddrüse führte.

In den betroffenen Ländern sind bis heute mehr als tausend Schilddrüsenkrebserkrankungen bei Kindern und Jugendlichen aufgetreten. Auf der Basis von Risikobetrachtungen werden insgesamt bis zu 4 000 Schilddrüsenkrebsfälle erwartet.

9.8.3 Strahlenexposition durch Kernwaffentests

Kernwaffenexplosionen erzeugen sehr große Radioaktivitätsmengen an Spalt- und Aktivierungsprodukten. Neben diesen Spalt- und Aktivierungsprodukten haben für die Strahlenexposition auch noch die bei der Explosion aus dem Uran-238 entstehenden Plutoniumisotope Pu-239, Pu-240 und Pu-241 sowie der Teil des ungespalten gebliebenen Bombenmaterials Pu-239 eine Bedeutung.

Bis heute wurden 423 Kernwaffen oberirdisch, d. h. mit einer Freisetzung der radioaktiven Stoffe in die Atmosphäre, gezündet. Die nach Zahl und Sprengkraft größten Versuchsserien wurden in den Jahren 1961/62 durch die USA und die Sowjetunion mit 128 Explosionen durchgeführt.

Die Strahlenexposition der Bevölkerung durch den radioaktiven Fallout folgt aus einer externen Bestrahlung durch die auf dem Boden abgelagerte Radioaktivität und durch die interne Strahlendosis infolge Inhalation oder den Verzehr von kontaminierten Nahrungsmitteln.

Für Personen in Mitteleuropa ergibt sich für den Zeitraum von 1960 bis 2050 im Mittel eine effektive Dosis von rund 2 mSv; rund 80 % dieser Dosis sind in den Jahren von 1960 bis 1970 angefallen.

Die Abb. 9.10 zeigt die Ergebnisse von Messungen des Cs-137-Gehalts im Körper, die an einer Referenzpersonengruppe mit dem Ganzkörperzähler des Forschungszentrums Karlsruhe ermittelt wurden.

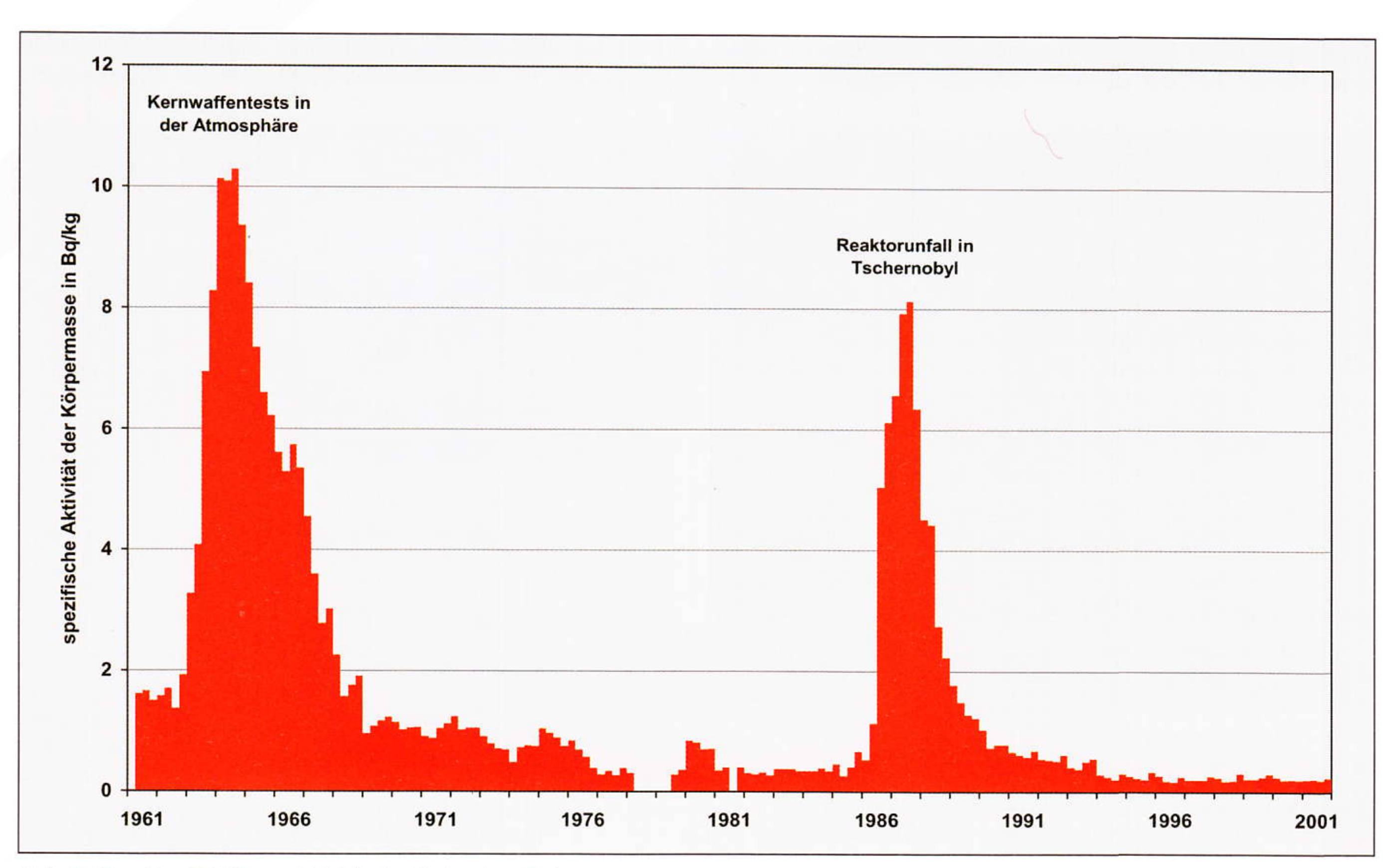


Abb. 9.10: Cs-137-Körperaktivität der Karlsruher Referenzgruppe

9.8.4 Strahlenexposition durch Flugverkehr

Eine erhöhte Strahlenexposition durch die kosmische Strahlung tritt bei Flügen in größeren Höhen auf. Zurzeit findet der Massenlufttransport in Höhen von 7 bis 12 km statt. Dadurch erhöht sich die durch kosmische Strahlung hervorgerufene Exposition der westeuropäischen Bevölkerung im Mittel um 5 µSv/a. Für einzelne Flugstrecken können folgende Werte als Anhaltspunkt dienen:

Frankfurt – New York – Frankfurt	100 Mikrosievert
Frankfurt – Singapur – Frankfurt	60 Mikrosievert
Frankfurt – Palma de Mallorca – Frankfurt	6 Mikrosievert

Die Strahlenexposition der Crew von Düsenflugzeugen durch kosmische Strahlung für die üblichen Flughöhen und die verschiedenen Flugrouten wird zurzeit intensiv untersucht.

Bei Flugrouten in geomagnetischen Breiten von 50° N und mehr, Flugzeiten des Personals von 600 h pro Jahr und durchschnittlichen Flughöhen von 10 km wird eine effektive Dosis von unter 3 mSv pro Jahr abgeschätzt.

9.8.5 Strahlenexposition durch Bildschirmgeräte

Beim Betrieb von Bildschirm- und Fernsehgeräten entsteht betriebsbedingt in der Bildröhre Röntgenstrahlung. Der größte Teil dieser Strahlung wird vom Glas der Bildröhre absorbiert. Der außerhalb des Geräts noch vorhandene Anteil dieser Strahlung ist sehr gering.

Messungen des Forschungszentrums Karlsruhe ergaben, dass dieser Teil der betriebsbedingten Röntgenstrahlung viel geringer ist als die Strahlung der Geräte aufgrund der natürlichen radioaktiven Stoffe im Bildschirm selbst.

Die Ergebnisse sind zusammen mit Messwerten über die Strahlenexposition durch Zeitschriften infolge der natürlich radioaktiven Stoffe im Papier in Tab. 9-9 zusammengefasst.

9.8.6 Strahlenexposition durch Kernkraftwerke

Bei den in einem Kernkraftwerk arbeitenden Personen kommt es im Wesentlichen zu einer äußeren Strahleneinwirkung. Für die übrige Bevölkerung ist praktisch nur die Strahleneinwirkung von Bedeutung, die aufgrund inkorporierter Radionuklide aus radioaktiven Ableitungen der Kernkraftwerke entsteht. Es kommt also im Wesentlichen zu einer internen Strahlenexposition.

Zum Schutz des Kraftwerkspersonals und der Bevölkerung hat der Gesetzgeber in der Strahlenschutzverordnung Dosisgrenzwerte festgelegt, die nicht überschritten werden dürfen. Diese Grenzwerte schließen die natürliche und die medizinische Strahlenexposition nicht ein.

Für beruflich strahlenexponierte Personen beträgt der Grenzwert der effektiven Dosis 20 Millisievert je Jahr. Für Personen, die außerhalb der Strahlenschutzbereiche eines Kernkraftwerkes leben oder arbeiten, darf die effektive Körperdosis durch die Ableitung radioaktiver Stoffe für jeden der Expositionspfade Wasser und Luft den Wert von 0,3 mSv/a nicht überschreiten.

Die tatsächlich für die Bevölkerung durch den Betrieb der Kernkraftwerke in Deutschland auftretenden Strahlenexpo-

Natürliche Umgebungsstrahlung (im Mittel)	100 000 pSv/h
Bildschirmgerät (Arbeitsabstand 0,5 m)	
– betriebsbedingte Röntgenstrahlung	6 pSv/h
– Gammastrahlung natürlich radioaktiver Stoffe in Bildröhre und Leuchtstoffen	1 200 pSv/h
Farbfernseher (Betrachtungsabstand 3 m)	
– betriebsbedingte Röntgenstrahlung	2 pSv/h
– Gammastrahlung natürlich radioaktiver Stoffe in Bildröhre und Leuchtstoffen	100 pSv/h
Zeitschriften (Leseabstand 0,35 m)	
– Gammastrahlung von Ra- und Th-Folgeprodukten	30 pSv/h

(pSv = Piko-Sievert, 1 pSv = 10^{-12} Sv)

Tab. 9-9: Strahlenexposition durch Bildschirmgeräte, Fernsehgeräte und Zeitschriften, die Exposition durch die natürliche Umgebungsstrahlung ist zum Vergleich angegeben

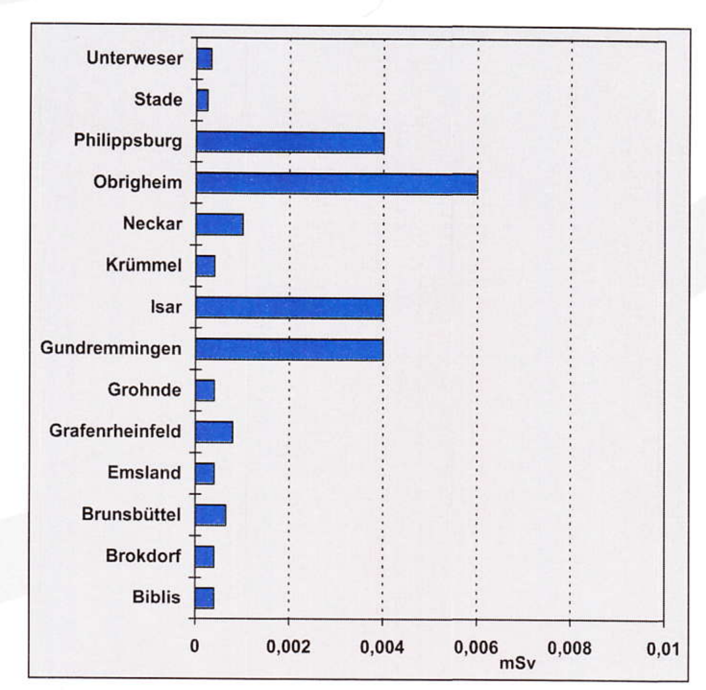


Abb. 9.11: Effektive Folgedosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle außerhalb von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit der Abluft im Jahr 2002

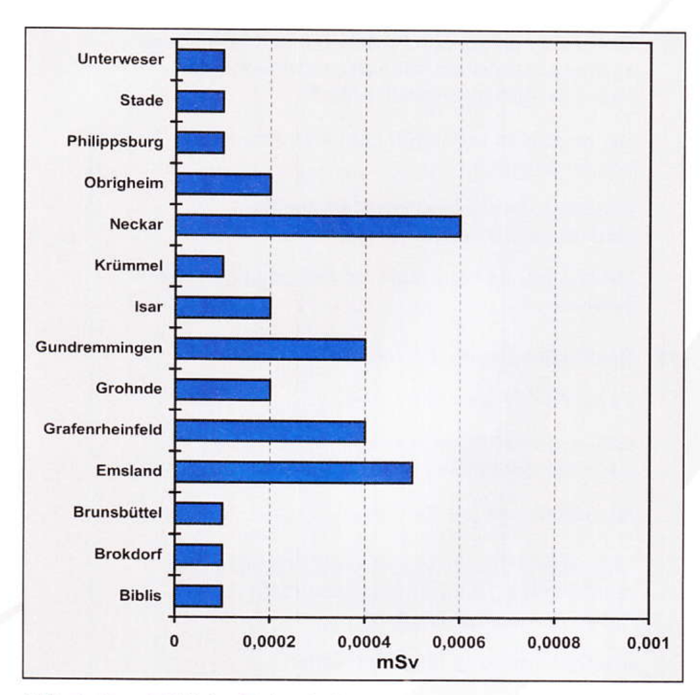


Abb. 9.12: Effektive Folgedosis an der ungünstigsten Einwirkungsstelle außerhalb von Kernkraftwerken durch die Ableitung radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser im Jahr 2002

sitionen (Abb. 9.11 und 9.12) liegen deutlich unter diesen Grenzwerten.

9.9 Zusammenfassung der Strahlenexposition

Die natürliche Strahlenexposition des Menschen setzt sich aus der externen Exposition durch die kosmische und terrestrische Strahlung und der internen Exposition durch inkorporierte Radionuklide zusammen.

Die zivilisatorische Strahlenexposition wird fast ausschließlich durch die Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin – überwiegend durch die Röntgendiagnostik – bestimmt.

Weitere Beiträge stammen von nuklearen Unfällen, Kernwaffentests, Flugreisen, beruflicher Strahlenexposition, Kernkraftwerken, fossilen Energieträgern und Industrieprodukten.

Die effektive Dosis aus allen natürlichen und künstlichen Strahlenquellen beträgt für einen Einwohner in Deutschland im Mittel rund 4,1 mSv/a (siehe Abb. 9.13 und Tab. 9-10). Diese Dosis stammt zu jeweils der Hälfte aus der natürlichen Strahlenexposition und aus der medizinischen Exposition durch die Röntgendiagnostik.

Gegenüber den Beiträgen zur Strahlendosis durch natürliche Exposition und Medizin und insbesondere unter Berücksichtigung der nicht unerheblichen Streuung dieser Dosiswerte sind alle anderen Dosisbeiträge faktisch zu vernachlässigen.

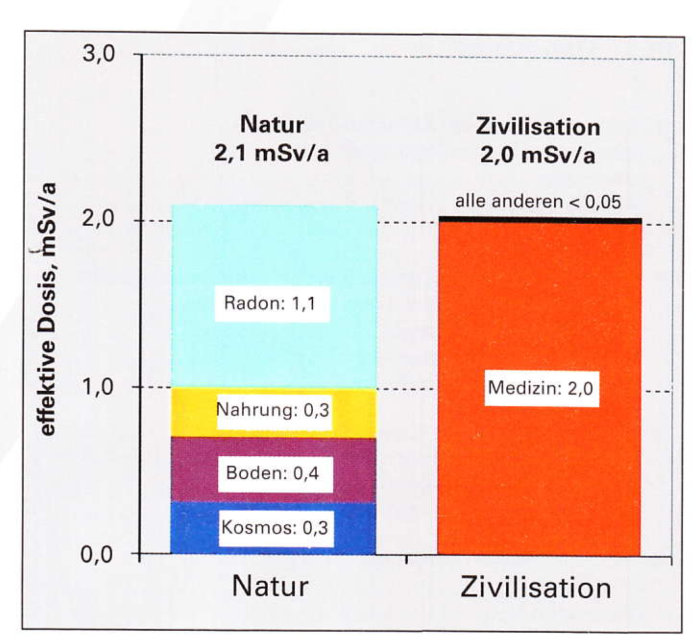


Abb. 9.13: Mittlere natürliche und zivilisatorische Strahlenexposition in Deutschland

Ursache der Strahlendosis	effektive Dosis in mSv/a	
	Mittelwert für Bevölkerung	typ. Wertebereich für exponierte Einzelpersonen
Natur:		
Kosmische Strahlung	0,3	0,3 bis 0,5
terrestrische Strahlung	0,4	0,2 bis 3
innere Bestrahlung	1,4	0,5 bis 8
Natur gesamt	2,1	1 bis 10
Zivilisation:		
Medizin	2,0	0,01 bis 30
Erhöhung der natürlichen Dosis durch industrielle Tätigkeit	0,01	0,1 bis 2
Tschernobyl-Unfall	0,01	0,005 bis 0,04
Kernwaffentests	0,005	0,002 bis 0,01
Flugreisen	0,005	0,01 bis 5
Beruf	0,002	0,5 bis 5
fossile Energieträger	0,002	0,001 bis 0,01
Kernkraftwerke	0,001	0,001 bis 0,01
Industrieprodukte	0,001	0,1 bis 2
Zivilisation gesamt	2,0	0,1 bis 20
gesamt	4,1	

Tab. 9-10: Strahlenexposition der Bevölkerung in Deutschland